

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末研究報告

核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃 技術研究(3/4)

**Research on the radiation safety management and planning
technology for decommissioning of nuclear power plants**

計畫編號：MM10912-0380

(GRB 系統科技計畫編號：PG11003-0272)

受委託機關(構)：行政院原子能委員會核能研究所

計畫主持人：黃珮吉

聯絡電話：(03)4711400 ext 7979

主要工作項目負責人：唐大維、林聰得、林士軒

聯絡人：林士軒

報告日期：110 年 12 月 23 日

目 錄

中文摘要.....	i
Abstract.....	ii
壹、前言(計畫緣起).....	1
貳、研究目的.....	5
參、研究方法、過程、結果與產出.....	9
肆、結論與建議.....	53
伍、參考文獻.....	58
附件.....	61

中文摘要

由於除役期間各階段有大量的輻射作業進行，落實輻防管制工作、輻射防護作業、完備的防護措施與技術能力，是保障輻射工作人員之關鍵與重要的課題，故有必要精進輻射安全管制技術，包括除役期間輻射劑量合理抑低之輻射防護措施開發、輻射管制應用對策研擬及報告審查技術建立，俾利精進國內輻射防護與管制技術，完善管制核設施除役之輻射安全。針對此需求，本計畫擬執行工作包括：導入智慧科技以取代人力的輻射劑量合理抑低手段、精進核電廠除役各階段輻防管制技術、以及建立除役中與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及執行訓練。

關鍵字：除役、智慧科技、輻射偵測報告審查、輻射防護管制

Abstract

Since a large number of radiation operations are carried out at various stages during the decommissioning period, the implementation of radiation regulations, radiation protection operations, complete protective measures and technical capabilities are key and important issues for the protection of radiation workers, so it is necessary to strengthen the technique for radiation safety regulation. It includes the the development of radiation protection methods for the radiation dose as low as reasonably achievable, the development of radiation control application policies, and the establishment of report review methods to improve the technologies of domestic radiation protection and regulation.

In response to this demand, the proposed implementation of this project includes: introduction of smart technology to reduce the radiation dose for workers, refinement of radiation control technology at all stages of decommissioning ,and review technology for the environmental radiation monitoring report for the decommissioned nuclear power plant.

Keywords: Decommissioning, smart technology, review technology for radiation monitoring report, radiation safety regulation.

壹、前言(計畫緣起)

因應未來核電廠陸續除役，需發展核電廠除役相關安全管制技術，並吸收核電廠除役國際經驗，發展完整之大型核設施除役規劃及管理技術，其中尤以建立支援核電廠除役安全管制之研究團隊並培養實務人才，是為尚未進入實質除役階段的當下應優先執行的要務。在實務上則考量(一)核一廠除役主要分成四個階段，包括停機過渡階段8年、除役拆廠階段12年、廠址最終狀態偵測階段3年，以及廠址復原階段2年，共計長達25年。核電廠除役期間潛在輻射風險，運用機器人或遠端遙控技術輔助輻射調查作業，可避免人員直接曝露於輻射風險，相較一般工業機器人應用將更具人工替代效益。另外發展相關應用之機器人載具，透過人工智慧及原子能技術之跨領域整合，尚有助政府「智慧機械」創新產業之加值化，落實「發展工程跨域整合技術」策略目標之邊際效益。(二)核電廠除役各階段將執行大量之輻射偵檢作業，以確認場址中殘餘輻射狀態，偵檢器之適用性及性能為執行除役及進行除役管制之重要關鍵。另外，應建立第三方驗證執行策略及制度，於除役各階段確保設施經營者切實依據核准之除役計畫執行相關輻射偵檢，以確認除役廠址已除污至可限制性或非限制性使用之標準。(三)核電廠除役計畫安全審查的關鍵要項，包括廠址輻射特性調查、除役作業安全分析、拆除與除污技術、除役放射性廢棄物管理、輻射劑量評估及環境輻射監測、廠址解除管制等範疇，蒐集並研析國外除役核電廠之管制法規、安全標準、技術規範及實際除役案例與技術，建立國內核電廠除役計畫安全審查相關之管制法規、技術規範及評估驗證技術。計畫內容所參考之目前環境需求與未來方向預測如下：

- 一、為使除役計畫中有關輻射劑量評估、拆除工法與除污技術選擇、廢棄物量估算及除役成本評估等，得以進行精確與縝密規劃，以及後續主管單位檢查、複查等管理機制之施行，針對設施現場高背景輻射區域可能投入之輻射工作人員所累積劑量，就輻射防護管理層面考量，具有輻射劑量合理抑低的需求與相對應的施行方法備置，以利有效核實未來設施經營者於除役期間提報輻射分析資料之正確性及完整性，確保我國核設施除役階段輻射防護與管制之落實。
- 二、核電廠之除役期程可劃分為數個階段，分別為除役停機階段、拆廠階段、最終狀態偵測階段及廠址復原階段等，各階段依據美國多部會輻射偵檢與調查手冊(MARSSIM與MARSAME)，應執行相對應之輻射偵檢，進行後續規劃，以完成除役及廠址外釋。MARSSIM及MARSAME亦提供數種偵檢方式於各階段進行輻射數據之收集，包含：直接量測(direct measurement)、掃描量測(scanning)與取樣(sampling)，其建議需評估作業現場及待測核種特性等條件選擇適當之偵檢儀器進行數據收集。此外，在除役期間管制方面，美國核管會最終狀態調查視察程序書(NRC IP 83801)建議，可於除役期間執行中間過程偵檢(In-Process Surveys)，或於業者完成最終狀態偵檢(FSS)後，執行驗證偵檢(Confirmatory Surveys)，其效益為可及早發現有問題之輻射偵檢結果，檢視輻射偵檢程序，使業者及早進行改善作業，並增進民眾對除役計畫落實程度之信心。

由於除役期間需執行大量之輻射偵檢作業，以確認場址中殘餘輻射狀態，因此，偵檢器之適用性及性能為執行除役及進行除役管制之重要關鍵，本計畫將針對除役期間常用輻防管制偵測設備及第三方驗證執行策略，進行深入研究探討，精進除役期間輻射管制技術。

三、我國核能一廠與二廠分別於1978年和1981年開始商轉，核能一廠一號機已於2018年12月5日停止運轉。依據「核子反應器設施管制法」第28條及「核子反應器設施管制法施行細則」第16條規定，核設施經營者應於主管機關核准除役後規範期限內完成除役作業，並由主管機關審查除役後之廠址環境輻射偵測報告。除役後廠址須確保土壤或建物中殘餘輻射量能符合法規劑量限值之要求，方可釋出進行他用，而廠址殘餘輻射之量測及驗證，則須於除役後廠址環境輻射偵測報告中有詳實之描述。本計畫將參考國際規範，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以建立本土化除役審查技術能力，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

為落實除役期間各階段之輻防管制工作、輻射防護作業，並完備的防護措施與技術能力，保障輻射工作人員，必需精進加強輻射安全管制技術，包括除役期間輻射劑量合理抑低之輻射防護措施開發、輻射管制應用對策研擬及報告審查技術建立，俾利精進提昇國內輻射防護與管制技術，增進完善管制核設施除役之輻射安全，提昇國內輻射防護與管制技術。針對此需求，本計畫執行工作包括：

導入智慧科技以取代人力的輻射劑量合理抑低手段、精進核電廠除役各階段輻防管制技術、以及建立除役中與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及執行訓練。

貳、研究目的

本計畫之具體內涵包括下列三個主題(子項工作項目)，係以核研所之技術為中心，依據原能會函文之指示與需求而訂定，報陳原能會審查同意後執行。

一、輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究

輻射特性調查結果則對核電廠除役工作規劃與執行有著重要的影響，核電廠內為復雜的結構環境，部分區域具高輻射、空間狹小及環境濕熱等特性，甚至有些區域人員根本無法抵達，不適合完全由人工直接進行日常巡檢與運轉維護作業。且為避免人員曝露於危險環境中，採用機器人進行遠端遙控作業，處理受污染區域的高風險任務，利用智慧機器人進入該區域的進行輻射量測，得到輻射劑量分佈，可以有效的讓作業人員減少輻射曝露及降低勞動力，也可提高設備維護和事故處理的效率。此外，對於重大核災場域的探索與管制，由於核污染、分佈狀況不明，亦不適合人力介入，此時智慧機械自動現場探查的需求，對主管機關而言會是迫切、但卻無法立即建立的技術能力。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

除役期間執行驗證偵檢之方法，主要包括文件審查及現場調查驗證，文件審查需審查設施經營者之偵檢器選擇、偵檢器校正程序、偵檢器最低可測濃度 (minimum detectable concentration, MDC) 計算、掃描量測程序、量測技術、取樣程序、取樣數量、分析實驗室技術及最終狀態偵檢計畫與結果等；現場調查驗證為於現場執行偵檢，其同樣建議可採用直接

量測、掃描量測與取樣等方法，但必須考量現場之放射性種類、幾何條件、特性與範圍，並考慮偵檢設備與量測技術之限制。透過執行中間過程偵檢或驗證偵檢，可確保設施經營者切實依據核准之除役計畫執行相關輻射偵檢，並確認除役廠址已除污至可限制性或非限制性使用之標準。綜上所述，偵檢器之適用性及性能為執行除役及進行除役管制之重要關鍵。本計畫則針對除役期間常用輻防管制偵測設備及核設施除役第三方驗證執行策略，進行深入研究探討。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

一般核電廠除役過程中，係以數據生命週期(Data Life Cycle)來進行輻射偵檢規劃與評估輻射偵檢結果。輻射偵檢規劃階段，一般利用數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)程序發展偵檢設計(survey design)，以確保輻射偵檢結果之數量及品質；此外，於輻射偵檢執行與評估階段，則使用數據品質評估(Data Quality Assessment, DQA)，以評估輻射偵檢結果是否符合預定偵檢目標，以及是否可用於支持最終之決策。本計畫將參考美國環保署相關導則，進行核電廠除役輻射偵檢數據品質目標(DQO)及數據品質評估(DQA)技術研究，以確保我國核電廠除役工作之規劃及執行，能符合預定法規規定及要求；此外，將參考國際核電廠除役輻射偵測規劃及審查技術文件，包括美國核管會 NUREG-1575、NUREG-1757 與 NUREG-1761、美國多部會輻射偵檢與調查手冊(MARSSIM 與 MARSAME)、美國環保署 EPA QAG-4 與 EPA QA/G-9，以及

ANSI N13.12 等報告，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以制定符合國情之除役審查導則文件，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

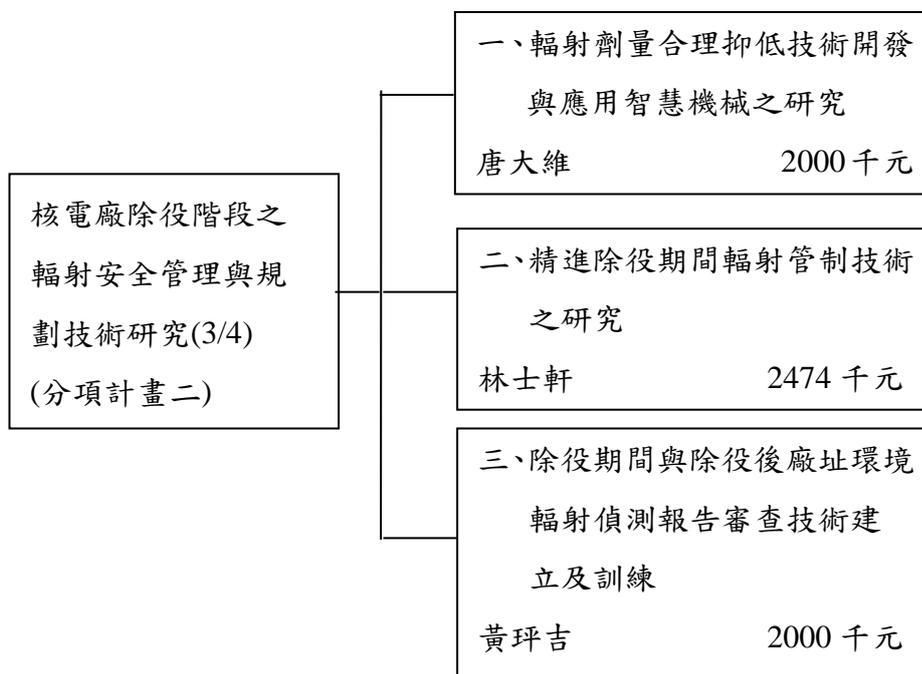


圖 2-1. 110 年度計畫架構

參、研究方法、過程、結果與產出

本(110)年度研究計畫工作項目依原能會核定版本計畫書執行，各項目研究過程與產出說明如後：

一、輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究

本工作本年度研究方法、過程與產出詳述如下：

1. 智慧自動化載具之輻射地圖技術研究

自日本 311 福島事件後，國人對於核能安全議題更加重視與關注。本計畫輻射場域智慧機械應用開發研究工作，除可提升輻射偵檢載具能力，確保核能安全，亦可替代人員執行輻射偵檢工作，避免人員遭受輻射危害。此外，亦可運用於其他特殊場域之環境偵測，減少人員曝露於危險環境，找出最佳運行或撤離路徑。

輻射偵檢智慧載具自走功能應用架構如圖 3-1 所示，現有載具主體運算核心架構採用嵌入式系統，運用開源架構之機器人作業系統(Robot Operating System)編輯移動載具操控模式，並導入同步定位與地圖建構(Simultaneous localization and mapping, SLAM)演算法。載具硬體功能架構如圖 3-1 的綠色區塊，藍色區塊部分為計畫後續擴增之路徑規劃與影像里程定位模組單元，此機能可協助識別實體障礙物，導入載具運行路徑規劃應用，再經由載具機組上環境偵測處理後資訊，依任務需求設定，施行自主路徑規劃修訂，已初具智慧機械應用概念。

載具在未知場域環境探索與偵測作業中，可由操作人員遠端遙控載具施行場域地圖探索任務，完成實體邊界與

障礙物地圖建置後，由人員在操控端地圖畫面中，直接圈選探測區域，此時載具可自行依探測區域範圍，與環境感測器量測屬性，自主於特定場域施行環境監測任務。載具可根據場域地圖實體障礙物與環境偵測熱區資訊，提供載具運行避障與自主路徑規劃作業。

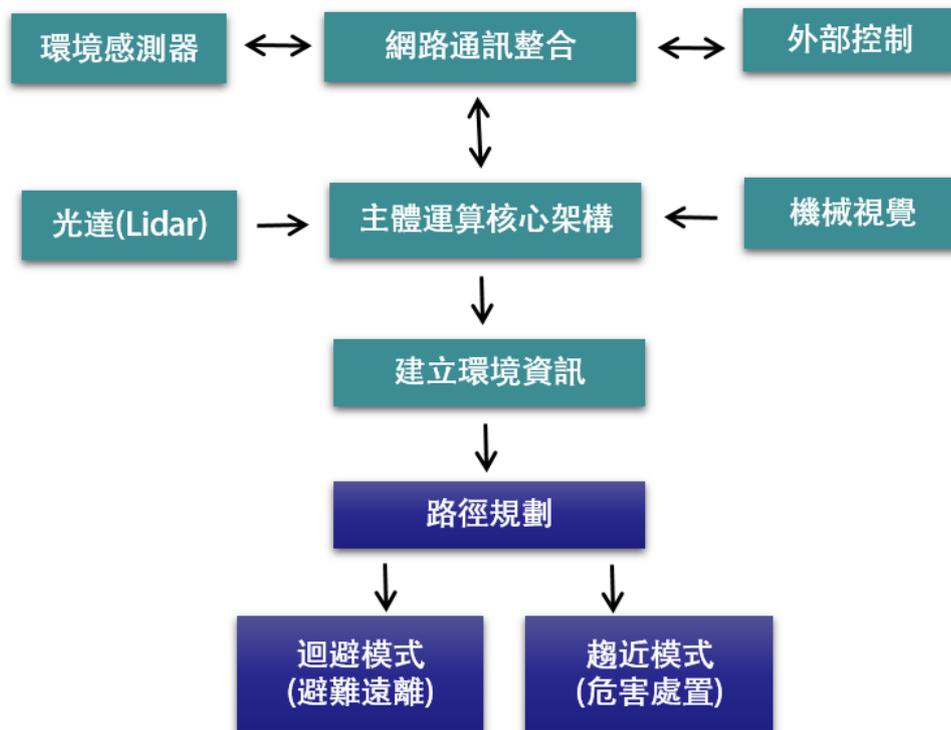


圖 3-1. 輻射偵檢智慧載具自走功能應用架構圖

載具可由遠端設定參考係數，藉由環境偵測資訊判斷此偵測現場安全或危害區域，可同時具備即時作動、感知、思維以及溝通的功能，用以取代人類從事各種人力所不及或有安全疑慮之場域，諸如高危險工作區域的輻射區域檢測、有害氣體檢測、疾病傳染地區取樣以及人員搜救等工作，進而大幅提升多功能輻射偵測智慧載具的實用性。

此系統及架構可擴展應用於災害救助，經過特殊任務需求指令設定，可自動接近或遠離危險物與障礙，進而減少人員暴露於危險環境，亦可找出最佳運行或撤離路徑，可參考圖 3-2 實機路徑規劃展示。此外若搭配兼具熱影像之機械視覺，可全天候運作，經由通訊整合模組將即時影像傳輸到外部裝置，外部人員也可透過該外部裝置的通訊模組進行遠端控制。

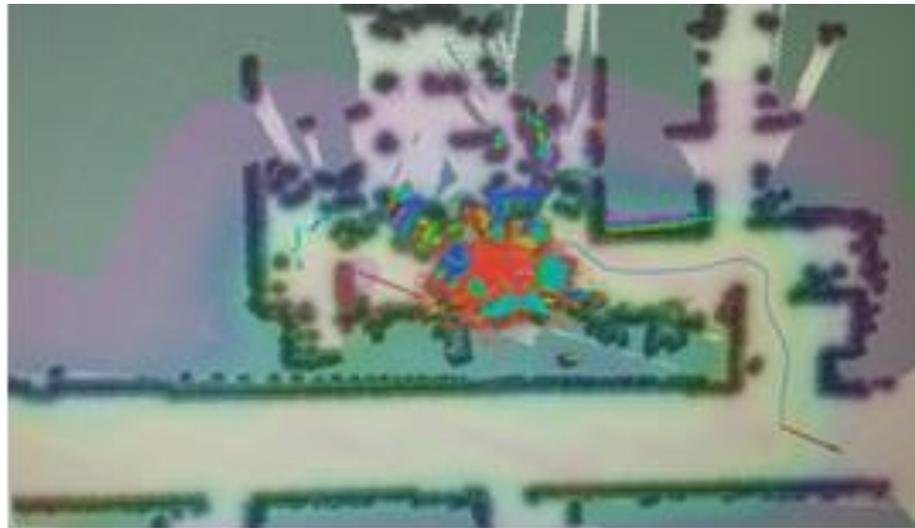


圖 3-2. 地圖建模與路徑規劃運行展示

多功能輻射偵測智慧載具在環境資料偵測架構配置，可連續記錄多項環境感測器讀值，含溫度、濕度、粉塵、二氧化碳、空間輻射劑量偵測。並同時記錄當前機器人位置座標。預設記錄頻率為 1 Hz，可依實際應用現況調整記錄頻率。初期採用線性內插方式，將載具蒐集到的環境偵測資訊計算成分布圖(參考圖 3-3)，呈現載具建構地圖空間的各項環境監測數值分布狀態。隨著載具在現行場域實機

測試過程中，發現搭載各項環境感測器性質不同，各項環境感測裝置達到穩定收斂的條件及時間不一，導致連續的資料蒐集，未必皆能夠在載具運行到下一個座標點前，蒐集到準確的環境資料，這將影響載具建構環境分布圖有效性。

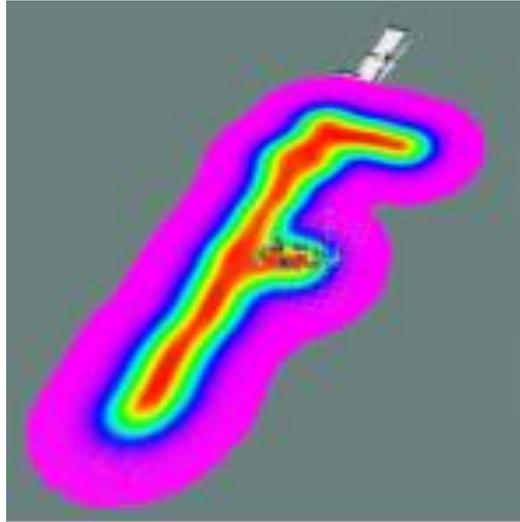


圖 3-3. 空間輻射偵測地圖建模展示

為回歸輻射偵測智慧載具基本作業需求，應以輻射場域偵測任務為首要任務，依輻射偵測感測元件規格，修正載具空間輻射測模式機能，在載具建構未知場域環境地圖後，由操控人員與遠端工作站，依建構場域地圖中，圈選環境資料偵蒐區域(參考圖 3-4)，載具控制單元可自動生成弓字型探索路線，依規劃路線全域掃描方式蒐集環境資料。並可依感測器反映特性，於路徑上每個偵測節點中，設定量測停留時間，用以確保感測器數值到達穩定後，才記錄該穩定偵測數值與當下載具位置座標。

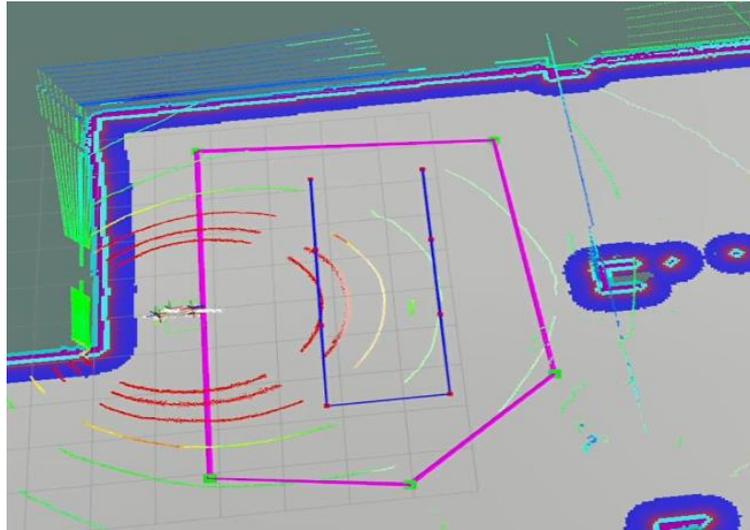


圖 3-4. 圈選區域載具自主規劃環境偵蒐模式

核設施除役過程中，輻射偵檢與調查是由一系列的程序所組成，雖然最終狀態偵檢是決定廠址能否外釋的關鍵，其偵檢結果必須經由獨立第三方驗證確認，對於一般社會大眾才比較具有說服力。計畫中針對輻射場域智慧機械應用，開發輻射偵檢智慧載具，可經由遠端操控載具進行輻射場域地圖探索與環境輻射偵測，減少人員體外暴露危害，並可支援輻射場域環境偵測應用。輻射偵檢智慧載具初期以自主化概念進行環境探測，當偵測場域地圖建模完成後，由操控端選取圈選偵測區域後，載具即可自動規畫路徑，自行規避障礙物，完成環境偵測作業，操控人員不須常駐於現場操作，僅需事後直接讀取環境偵測資料即可。為了可以更快速且貼合輻射場域實際偵檢探測需求，計畫中特別再開發多點探測模式，當載具探測場域地圖後，由操控人員依現場實地需求，最多可在地圖中設定 30 個偵測點(如圖 3-5 所示)，由載具直接前往設置偵測點進

行環境輻射偵測(參考圖 3-6)，並可將偵測資訊(含地圖座標與環境偵測數值)即時匯出，並由後端人員依需求繪製輻射場域地圖。

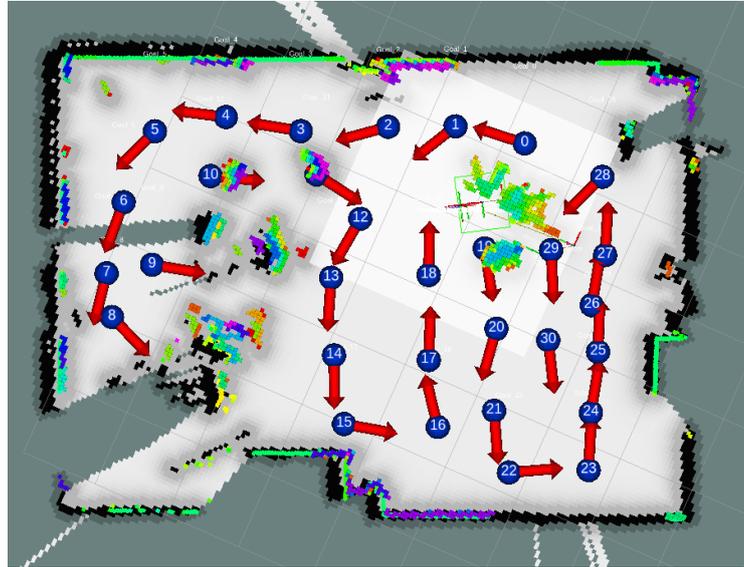


圖 3-5. 環境場域特定点選定偵測功能擴充

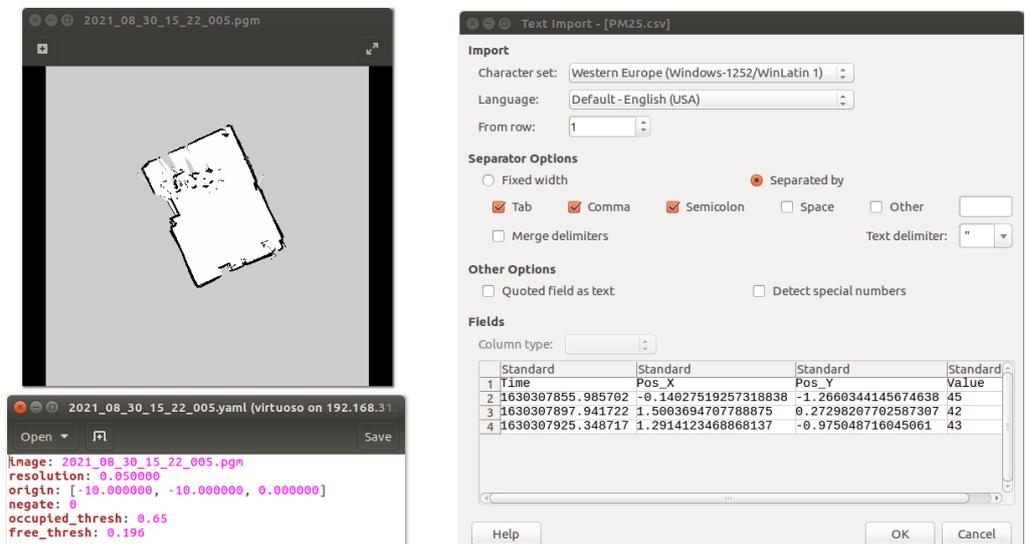


圖 3-6. 偵測資訊匯出成 CSV 檔案

以核研所低放射性廢棄物第三貯存庫為標的(場域平面面積約為 39 m × 32 m)，規劃遠端地圖建模與自主環境探

測作業。由人員將輻射偵測智慧載具運送至第三貯存庫(圖 3-7)，先布建立現場環境通訊網路平台，再由人員於中控室遙控載具建立第三貯存庫現場圖資，之後，依需求設定 20 個輻射量測位置後(圖 3-8)，載具自行規畫路徑，進行輻射定點偵測任務，全程約耗時 45 分鐘，環境偵測資訊可即時傳輸至中控台顯示(如圖 3-9 所示)。



圖 3-7. 輻射偵測智慧載具第三貯存庫實地偵測作業

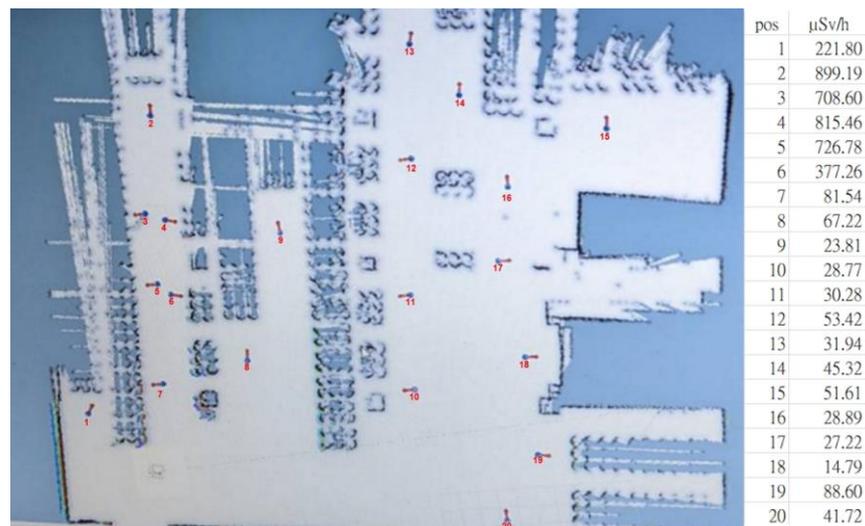


圖 3-8. 第三貯存庫地圖建模與輻射偵測作業

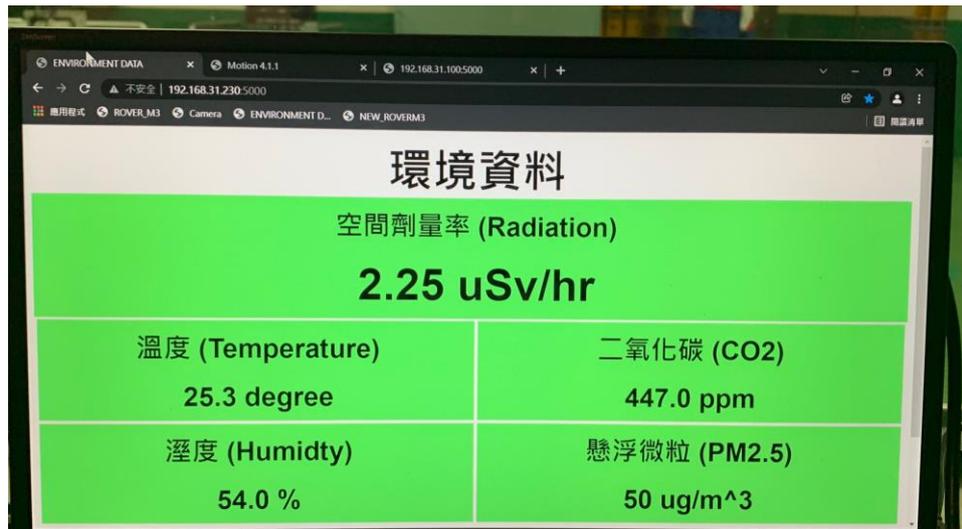


圖 3-9. 環境偵測資訊

計畫產出輻射偵檢智慧載具軟硬體壹台，可遠端操控載具進行環境探索任務。因應原能會需求，應用智慧機械開發特製載具，支援台中場科普展，另因應輻射場域智慧機械應用技術開發成果展示，規劃「可用於移動載具以偵測安全或危險區域之系統與方法」參加 2021TIE 發明競賽，獲得 2021 年台灣創新技術博覽會銅牌獎。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

1. 除役期間常用輻防管制偵測設備(表面污染)特性研究

對於廢棄物之輻射偵檢，一般係參考美國多部會物質與設備偵檢與評估手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME)之程序進行偵檢。針對核設施除役產生放射性廢棄物解除管制，我國訂有「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，放射性廢棄物經量測之活度或比活度符合上述規

定限值以下者，得予以外釋，由於該管理辦法係參考國際原子能總署(IAEA) RS.G-1.7 安全導則而訂定，可外釋之核種活度或比活度係以極低微豁免劑量(10 微西弗/年)推估而得，幾乎與背景輻射水平相當，殘餘放射性活度達可外釋標準之廢棄物，一般須置於金屬屏蔽量測系統進行計測，始可得到較精準量測結果，因此在進行廢棄物殘餘放射性量測前，一般需將廢棄物進行切割以便填裝於箱型或桶型承裝容器中進行後續計測，故較適用於小型、可切割廢棄物活度量測。對於無法切割裝桶進行比活度量測之大型廢棄物，將以偵測人員手持表面污染偵檢器貼近設備或組件表面，以固定距離與固定量測速度來進行 β/γ 輻射偵檢，其中，動態掃描速度參考 MARSAME 建議一般採用 2.5 cm/s。我國常用之手持式表面污染偵檢器包含蓋革式偵檢器與塑膠閃爍體偵檢器，偵檢器之校正一般是以 Am-241 及 Sr-90 進行 α 及 β 粒子之量測效率校正，並參考 ISO 8769 之要求，於校正時，使偵檢器與參考射源之間距為 5 mm。然而，面對核電廠除役廢棄物，主要殘餘核種之一為 Cs-137，其 β 粒子之能量與 Sr-90 不同，且於實務量測時，偵檢器與受測物之量測距離及掃描速度等條件容易受到偵測員操作之影響，因此，本研究以 Sr-90 及 Cs-137 之校正射源進行實驗，探討蓋革式偵檢器與塑膠閃爍體偵檢器在不同能量、量測距離、掃描速度及量測時間條件下之性能表現，如儀器效率、最低可測濃度及最低可測濃度掃描等，並與 ANSI/HPS N13.12-2013 建議之表面污染解除管制基準進行比較，提供

主管機關未來選擇輻防管制偵測設備之參考。

國內常用之手持式表面污染偵檢器包含蓋革式與塑膠閃爍體偵檢器，本研究使用美國 Ludlum measurement 公司所生產之 Model 44-9(配合 Model 177 計讀儀)，以及 GRAETZ 公司所生產之 CoMo 170 等二款偵檢儀器進行實驗，偵檢器型號及外觀如表 3-1 所示，偵檢器規格如表 3-2 所示。

表 3-1、儀器型號及外觀

儀器型號	儀器外觀
Ludlum Model 44-9 & Model 177	
CoMo 170	

表 3-2、偵檢器規格

	detector I	detector II
儀器型號	Ludlum Model 44-9 & Model 177	CoMo 170
偵檢器類型	蓋革式	塑膠閃爍體
偵檢器面積(cm ²)	15.5	170
可偵檢輻射類型	α, β, γ	α, β, γ
計數率顯示方式	類比式	數位式

本研究偵檢器將量測 Sr-90 及 Cs-137 密封校正射源，如圖 3-10 與 3-11 所示，兩射源皆符合 ISO 8769 及 ISO 7503 放射性表面污染校正射源特性要求製造規範[4,6]，及 ISO 2919 安全要求之密封性射源分類，射源特性如於表 3-3 所示。



圖 3-10、Sr-90 密封校正射源(背面)



圖 3-11、Cs-137 密封校正射源(正面)

表 3-3、密封校正射源特性

	Sr-90	Cs-137
尺寸 (mm)	120 × 170 × 3	
有效面積 (mm)	100 × 150	
背板材質	鋁	
活度 (kBq)	4.17	2.12
射源發射率 ($\beta/s/2\pi$)	5286	1313
相對不確定度 (k=2)	5%	

本研究之量測條件為偵檢器距離射源 2~21 mm 進行量測，數據收集時間為 60 秒，另外，在偵檢器距離射源 5 mm 之條件下以 0.5~5 cm/s 之掃描速度進行計算，本研究利用上述條件計算儀器效率、最低可測濃度及掃描最低可測濃

度。

實驗結果顯示，在儀器效率部分，兩款手持式表面污染偵檢器，使用 Sr-90 校正射源於不同量測距離下之儀器效率計算結果如圖 3-12 所示。由圖中可知，塑膠閃爍體偵檢器(detector II)之儀器效率高於蓋革偵檢器(detector I)，主要原因為本研究使用之塑膠閃爍偵檢器之偵檢器面積大於蓋革偵檢器。核電廠除役廢棄物，主要殘餘核種之一為 Cs-137，因其發射 β 粒子能量(1.17 MeV)與 Sr-90(0.54 MeV)不同，因此若以 Sr-90 核種校正效率用於量測 Cs-137 核種活度，則會造成量測上偏差。圖 3-13 為三款手持式表面污染偵檢器，使用 Cs-137 校正射源於不同量測距離下之儀器效率計算結果。由圖 3-12 及圖 3-3 可知，在相同量測距離下，同一款型手持式表面污染偵檢器對 Sr-90 之量測效率均高於 Cs-137，主要原因為 Sr-90 校正射源除發射 0.54 MeV 之 β 粒子外，另外還會有其衰變子核 Y-90 發射出 2.28 MeV 之 β 粒子，因此量測效率較 Cs-137 來得高。

另外，無論是使用 Sr-90 或 Cs-137 射源，隨著量測距離增加，儀器效率亦隨之下降。於一般校正條件下，偵檢器與射源之距離為 5 mm，進而計算出儀器效率，若於實務量測時，偵檢器與受測物距離大於或小於 5 mm 時，應以實際量測條件進行校正，以得到正確儀器量測效率，確保量測結果之準確性。

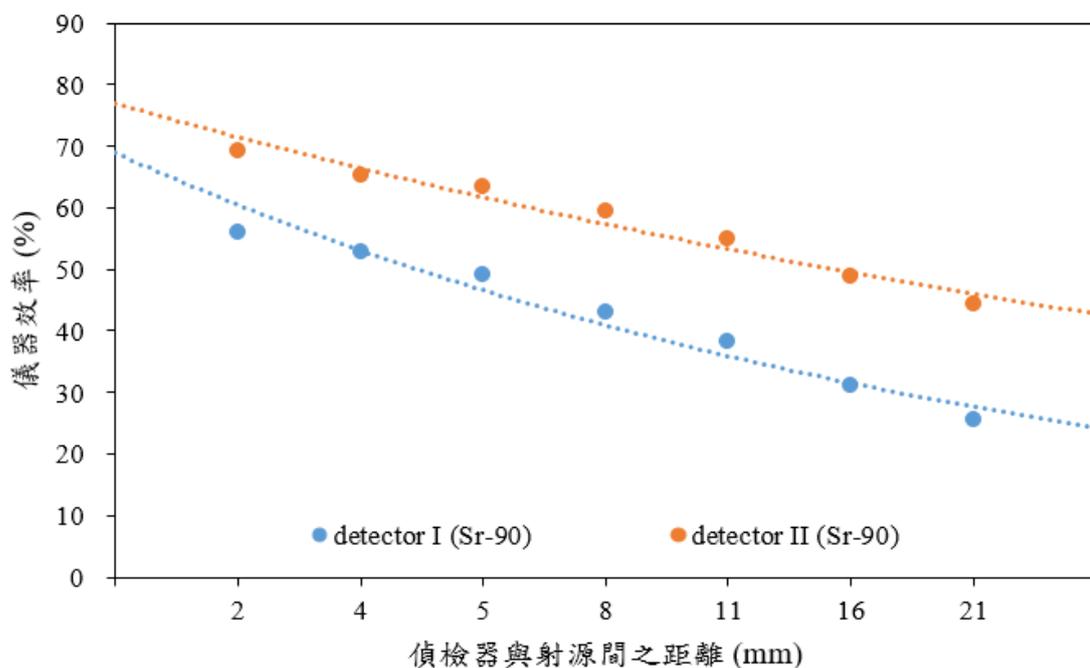


圖 3-12、兩款偵檢器於不同偵檢距離下量測 Sr-90 之儀器效率

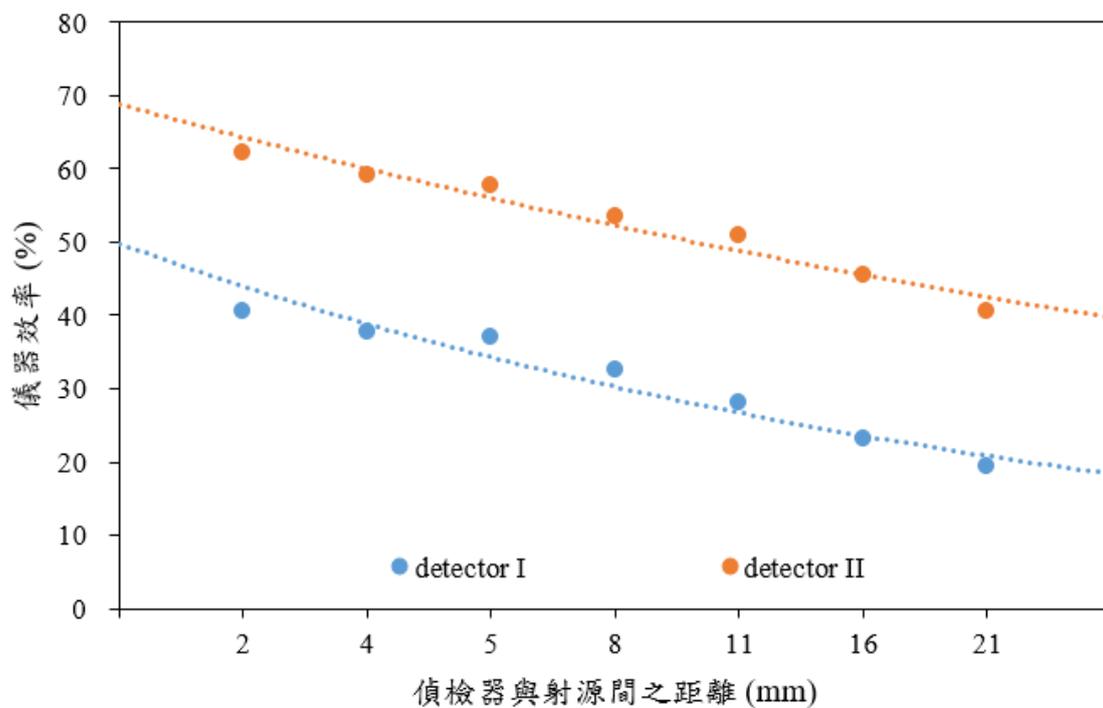


圖 3-13、兩款偵檢器於不同偵檢距離下量測 Cs-137 之儀器效率

兩款偵檢器之掃描最低可測濃度(scan MDC)結果如圖 3-14 及圖 3-15 所示，蓋革偵檢器(detector I)與塑膠閃爍體偵檢器(detector II)在固定量測距離(5 mm)下，當掃描速率小於 5 cm/s 時，兩者對 Sr-90 之 scan MDC 皆可低於 50 Bq/100 cm²；若是量測 Cs-137 校正射源，塑膠閃爍體偵檢器(detector II)在掃描速度為小於 1.5 cm/s 之條件下，其 scan MDC 可低於 5 Bq/100 cm²，反之，蓋革偵檢器(detector I)即使使用 0.5 cm/s 之掃描速率，仍無法達到上述標準。整體而言，在動態量測條件下，塑膠閃爍體偵檢器之 scan MDC 小於兩種蓋革偵檢器約 5~7 倍。

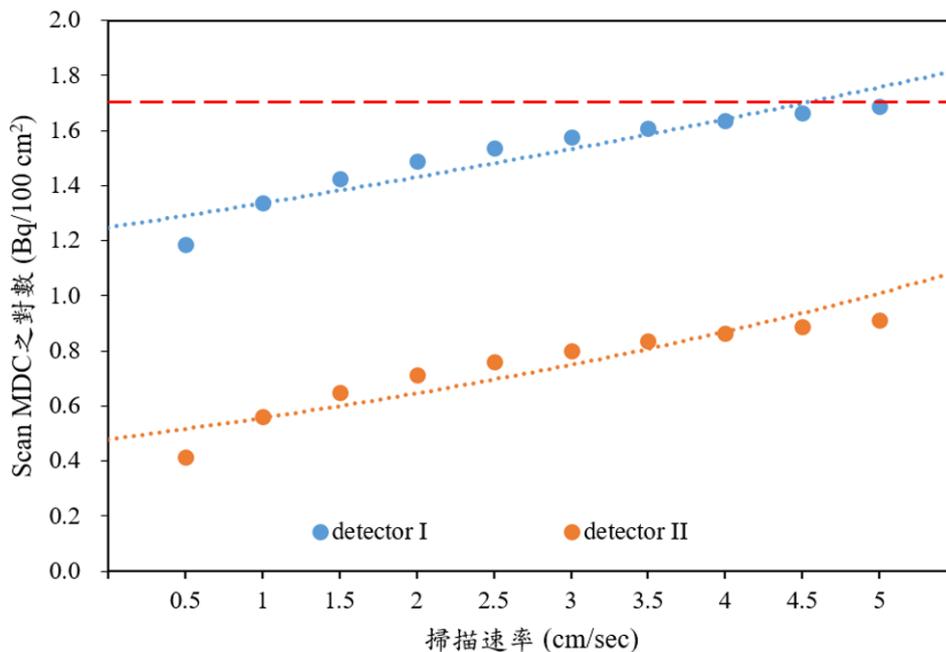


圖 3-14、兩款偵檢器於偵檢距離為 5 mm 之量測條件下使用不同掃描速率量測 Sr-90 射源之 scan MDC (紅色虛線表示 ANSI/HPS N13.12 之 Sr-90 標準之 50%)

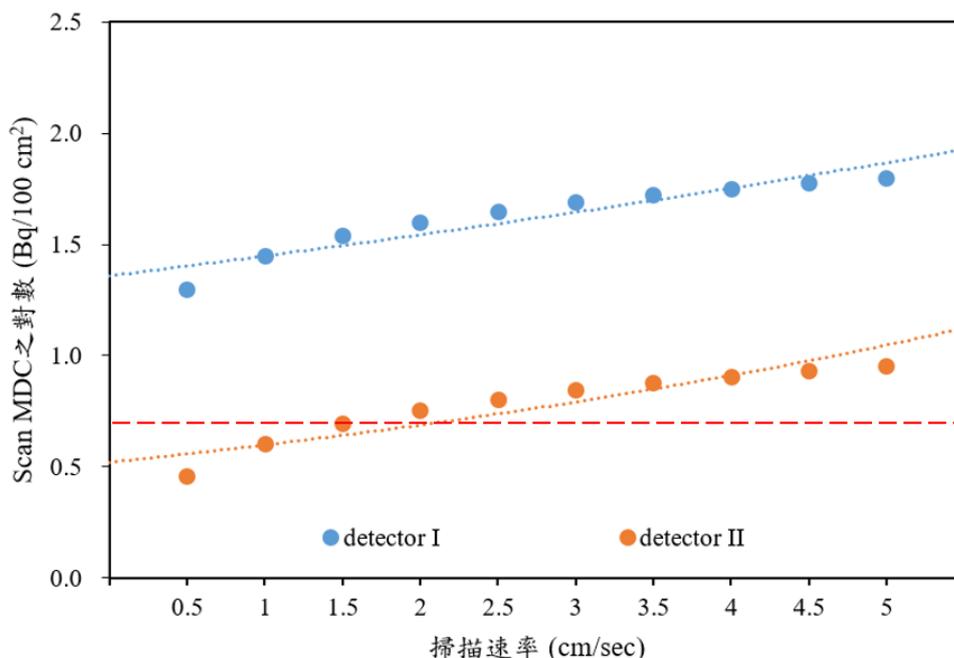


圖 3-15、兩款偵檢器於偵檢距離為 5 mm 之量測條件下使用不同掃描速率量測 Cs-137 射源之 scan MDC (紅色虛線表示 ANSI/HPS N13.12 之 Cs-137 標準之 50%)

兩款偵檢器之最低可測濃度(MDC)結果如圖 3-16 及圖 3-17 所示，兩款偵檢器在量測 Sr-90 校正射源且量測距離小於 21 mm 之靜態量測條件下，其 MDC 皆可低於 50 Bq/100 cm²，若是量測 Cs-137 校正射源，塑膠閃爍體偵檢器(detector II)在量測距離為小於 2 mm 之條件下，其 MDC 可低於 5 Bq/100 cm²，但蓋革偵檢器(detector I)即使於 2mm 之量測距離下，其 MDC 皆仍超過 ANSI/HPS N13.12 中 Cs-137 之解除管制標準。整體而言，塑膠閃爍體偵檢器之 MDC 小於蓋革偵檢器約 3~5 倍。

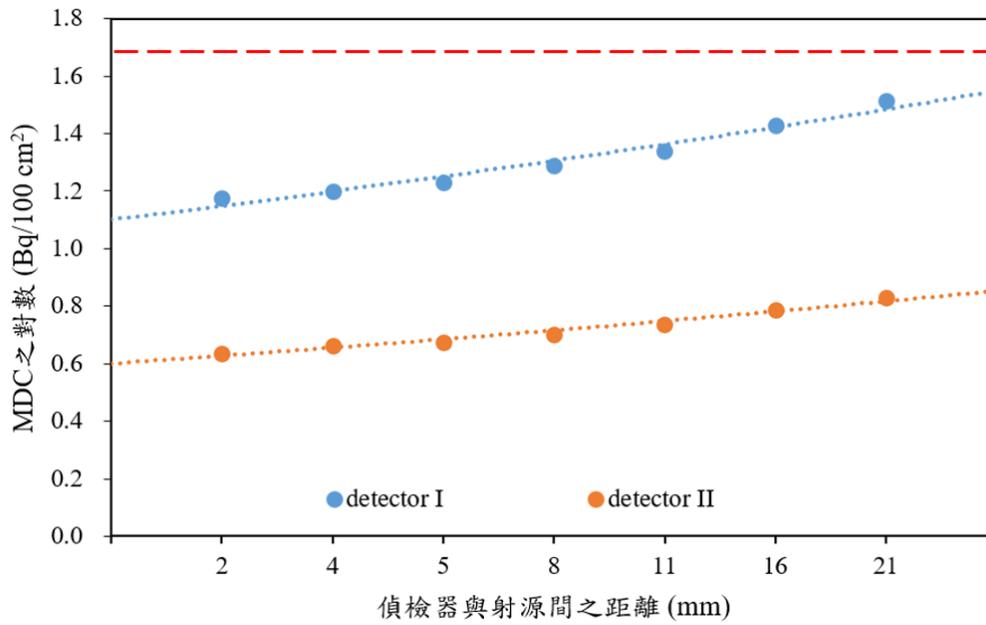


圖 3-16、兩款偵檢器於不同偵檢距離下量測 Sr-90 射源之 MDC (紅色虛線表示 ANSI/HPS N13.12 之 Sr-90 標準之 50%)

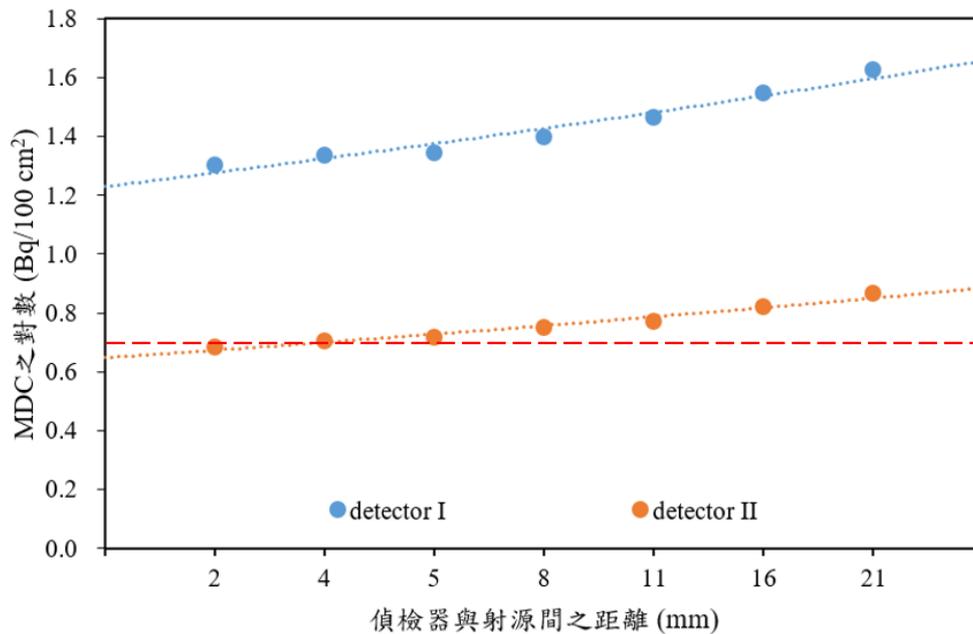


圖 3-17、兩款偵檢器於不同偵檢距離下量測 Cs-137 射源之 MDC (紅色虛線表示 ANSI/HPS N13.12 之 Cs-137 標準之 50%)

ANSI/HPS N13.12-2013 指出對於運轉期間與除役期間之物質，以及大部分超過 1 公噸之材料，其質量-面積比大於 1，即該標準預設質量-面積比選用 1.0 為保守考量，若有其他資訊可證明其合理之質量-面積比，則可進行調整。經調查我國核電廠除役產生廢棄物材質種類，主要為碳鋼及不鏽鋼，兩種材質之密度約為 7.9 g/cm^3 ，以密度進行調整後，兩材質之 Cs-137 表面污染解除管制基準為 79 Bq/100 cm^2 ，若於此基準之第一階段動態掃描下，蓋革偵檢器(detector I)在掃描速度為小於 1.5 cm/s 之條件下，塑膠閃爍體偵檢器(detector II)在掃描速度為小於 5 cm/s 之條件下，兩者之 scan MDC 可低於上述限值 50% (39.5 Bq/100 cm^2)；第二階段靜態掃描下蓋革偵檢器(detector I)在量測距離為小於 16 mm ，塑膠閃爍體偵檢器(detector II)在量測距離為小於 21 mm ，兩者之 MDC 亦可低於上述限值 50% (39.5 Bq/100 cm^2)。

綜上所述，本研究以兩種手持式污染偵檢器，評估其於量測不同核種、距離及掃描速度下之儀器性能，並與 ANSI/HPS N13.12-2013 建議之表面污染解除管制基準進行比較。

2. 輻射偵檢之第三方驗證執行策略先期研究(學研合作)

在核設施除役過程，輻射偵檢與調查是由一系列的程序所組成：包括廠址歷史評估(history site assessment, HSA)、範圍偵檢(scoping survey, SS)、特性偵檢(characterization survey, CS)、改善措施輔助偵檢(remedial

action support survey, RASS)、以及最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。雖然最終狀態偵檢是決定廠址能否外釋的關鍵，其偵檢結果必須經由獨立第三方驗證確認，對於一般社會大眾才比較具有說服力。本研究將對國際第三方驗證案例進行個案分析，對其驗證範圍及抽驗比例進行探討，並針對所使用儀器、採樣方式、分析方法等項目進行合理性及適用性的探討。

過去美國已有許多核電廠除役的案例，而大部分的這些核電廠在廠址外釋之前也都經歷了由美國 NRC 所委託的第三方驗證機構執行較小範圍的過程中視察或全面且嚴謹的獨立確認調查。美國 ORISE 機構為美國能源部 (DOE) 與 NRC 合格的承包商，可獨立承攬環境評估和驗證的工作。自 1980 年以來，ORISE 已承接過許多美國除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作。本研究以 Yankee Nuclear Power Station (YNPS)、Zion Nuclear Power Station (ZNPS) 兩個電廠，分別說明其獨立驗證調查關於建築物與環境的案例分析。另外物質與設備的部分，以 Humboldt Bay Power Plant (HBPP) 的偵檢計畫和驗證程序進行進一步分析探討。三案例分別依偵檢儀器、品保程序項目、取樣方式、分析方法、驗證標準及適用性評估綜整如下：

(一) 錫安核電廠獨立驗證案例(犧牲屏障相關的地下土壤)：

錫安核電廠(Zion Nuclear Power Station, ZNPS)犧牲屏障相關的地下土壤驗證案例係由 ORISE 依美國 NRC 要求

於於 2019 年 7 月 15 日至 19 日進行，並於半年後(2020 年 1 月)提出獨立驗證報告，是一個除役核電廠環境相關的獨立驗證案例，目標物件為錫安核電廠犧牲屏障相關的地下土壤(subsurface soils associated with the sacrificial barrier)，其主要驗證偵檢的方法為「表面掃描」以及「土壤採樣分析」。

在 2019 年 4 月的驗證性調查中，ORISE 工作人員進行了伽馬射線表面掃描，確定發現一些與局部背景有明顯區別的升高反應之位置(可能異常熱點存在區域)。隨著調查進度持續進行，廠方為了評估該異常狀況而請求美國 NRC 暫停執行中的確認調查活動。美國 NRC 於是同意了該項請求，但要求 ORISE 確實分析所有收集到的確認調查樣品，其中共有 16 個判斷性土壤樣本(自 15 個地點收集)，其中兩個樣品是離散的放射性粒子(discrete radioactive particles, DRP)，僅含有 Co-60 核種；在另一個包含混凝土樣碎屑的取樣位置發現被 Cs-137 污染，周圍的土壤超過了 DCGL_{Op} (operational derived concentration guideline level)的比例總和(sum of fractions, SOFs)的允許值(值 1 法則)。所有其他包括 Sr-90 和 Ni-63 在內的關切核種(radionuclides of concerns, ROCs)比他們各別的 DCGL_{Op} 少，所有 Sr-90 和 H-3 濃度均低於分析值最低可測濃度(minimum detectable concentration, MDC)。

2019 年 7 月，應 NRC 的要求，ORISE 返回現場重新執行先前的操作計劃並部分實施確認性調查。從 19 個地點收集共 21 個判斷樣本，一個主要包含 Cs-137 的樣品超過

了基於 DCGL_{Op} 的允許 SOF(值 1 法則)，但小於允許的限制 DCGL_{BC}(Base Case DCGL)；兩個樣品含有 DRPs，僅由 Co-60 組成。其他所有發射伽馬射線的 ROCs 的結果均小於 DCGL_{Op}。根據伽馬能譜分析結果選擇了八個土壤樣本的組合，分析其 Sr-90、Ni-63 和 H-3，發現只有 Ni-63 被檢測到超過 MDC，但其濃度小於 1% DCGL_{Op}。根據 2019 年 7 月確認性調查的結果，研究區域確實包含殘留放射性，此調查結果提供給 NRC 進行評估。案例研析資訊彙整如下：

(1) 儀器

本案例所使用的儀器如下：

掃描與量測相關偵檢器組合(伽瑪)
Ludlum NaI Scintillation Detector Model 44-10, Crystal: 5.1 cm × 5.1 cm (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, Texas) Coupled to: Ludlum Ratemeter-scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, Texas) Coupled to: Trimble Geo 7X (Trimble Navigation Limited, Sunnyvale, CA)
實驗室分析儀器
Low-Background Gas Proportional Counter (氣體比例計數器) Series 5 XLB (Canberra, Meriden, Connecticut) Used in conjunction with: Eclipse Software Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)
High-Purity, Extended Range Intrinsic Detector (HpGe 偵檢系統) CANBERRA/Tennelec Model No: ERVDS30-25195 Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut)

<p>Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)</p>
<p>High-Purity, Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) EG&G ORTEC Model No. GMX-45200-5 Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut)</p> <p>Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)</p>
<p>High-Purity, Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) EG&G ORTEC Model No. GMX-30P4 Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut)</p> <p>Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)</p>
<p>High-Purity, Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) EG&G ORTEC Model No. CDG-SV-76/GEM-MX5970-S Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut)</p> <p>Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)</p>
<p>Liquid Scintillation Counter (液態閃爍計數器) Perkin Elmer Tricarb 5110TR (Perkin Elmer, Waltham, Massachusetts)</p>

(2) 品保程序項目

- 每日進行儀器背景和檢查源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計波動範圍之內。
- 參與混合分析物性能評估計畫 (Mixed-Analyte Performance Evaluation Program)和比對測試計畫 (Intercomparison Testing Program)實驗室品質保證計劃。
- 對所有執程序的人員進行訓練與認證。
- 定期進行內部與外部稽核。

(3) 取樣方式

ORISE 對目標偵檢單元進行地毯式的 γ 偵檢(除了少部分積水區域)，再從偵檢結果中計數率較高的區域採集土壤樣品送實驗分析。

土壤樣品每個樣品約重 0.5 公斤，由 ORISE 人員使用乾淨的園藝鏟子，將土壤盛裝至新的樣品容器中，然後按照 ORISE 程序將容器貼上標籤並安全密封，在嚴密監管下將樣品運送到 ORISE 實驗室進行分析。在適用的情況下，離開廠址前將表現出較高放射性的離散顆粒在檢測之前與原始樣品分開並單獨裝入容器中。

(4) 分析方法

對收到的樣品進行分析，根據需要將之均質化和(或)粉碎，並將乾燥的部分密封到適當體積的放射性樣品用馬林杯或容器中，選擇燒杯中的數量以重現校正後的計數幾何，量測材料淨重並使用與脈衝高度分析儀系統耦合的高

純鍍偵檢器對樣品進行計數，背景值量測、康普吞移除、能峰位置確認、活度計測由分析儀系統內建的電腦功能進行，審視所有與關切核種相關的總吸收峰(total absorption peaks, TAPs)以確保活度一致，光譜並為其他可識別 TAPs 進行審視，表 3-4 為各核種計數一小時的 TAPs 和相關聯的 MDCs。

表3-4、各關切核種的總吸收峰及其最小可偵測活度

Table C.1. Typical MDCs Total Absorption Peaks		
Radionuclide	TAP (MeV) ^a	MDC (pCi/g)
Co-60	1.332	0.06
Cs-134	0.795	0.06
Cs-137	0.662	0.05

^aMeV = mega electron volt

(5) 驗證標準及適用性評估

ORISE 此次進行確認調查的驗證標準係與將抽驗區域的抽驗樣本的關鍵何種進行定性與定量的活度量測，並將其量測結果與 ZNPS FSS 報告中所呈提的 DCGLs 進行比對，除了單一核種的活度與其對應之 DCGLs 及 MDCs 進行比對之外，也使用值一法則進行複合核種樣品的驗證，因為抽驗樣品中發現離散放射性顆粒的存在，其中某些樣品的值一驗證也並未過關，因此 ORISE 驗證結論中明白指出該廠址仍具有殘餘放射性，建請美國 NRC 進行評估並決定後續處理方式。

由於本案例的目標區域為高度污染可能性的區域，故需針對區域進行高比例的偵測，所採用的方法是先執行表面掃描，除了部分積水區域外，執行地毯式全面性地掃

描，然後再從掃描結果顯示較高計數率的區域採集土壤樣品送實驗室分析，全面性的掃描可避免離散輻射顆粒未檢出的可能性，也能勾勒出整體場域表面輻射污染的分布情形，在較高輻射水平的區域取樣量測，便能確認該區域的污染核種。依此邏輯進行取樣點的決定，遠較隨機選取或依固定距離選取具有更好的科學性，並能針對問題點找出根源。

本案例中將確認調查關切核種的活度與單一核種的 MDCs、DCGLs、複合核種的 DCGL 值一法則進行比對，係標準的確認調查驗證標準，MDCs 和 DCGLs 均依照相關導則進行推導，經過管制機關核定，掃描量測、取樣方式、實驗室分析等技術都有明確的程序書，顯示確認調查的過程及驗證標準具備非常好的適用性。

(二) 洋基核電廠獨立驗證案例(汽機廠房與部分建築物)

YNPS 係美國最早進行除役的 PWR 大型商用核電廠，在 2003~2006 年期間，ORISE 陸續進行的確認調查標的有：(1)汽機廠房及部分位於輻射管制區外的服務建物；(2)反應器支撐結構；(3)主要輔助廠房牆剩餘的牆面；(4)反應器支撐結構水泥基礎與開放區域；(5)汽機廠房平板區域；(6)用過燃料池與東北方輻射管制區域及水泥結構的挖掘區；(7)選擇性開闢地內外的採樣驗證；(8)選擇性工業區開闢地的採樣驗證等項目。表 3-5 分別摘要整理 ORISE 機構針對 YNPS 所執行確認調查的結果，表中列出了調查區域、調查

類型、各式偵檢方案、掃描範圍、量測數量、偵測核種、調查接受標準、調查結論等。

ORISE 此次偵檢執行的期間在 2003 年 9 月 24 日至 25 日，進行了汽機廠房和前辦公室等建築之廠址視察、獨立測量及樣品採樣，調查活動均依循 ORISE 的特定計畫、調查程序與品質保證手冊制定的規範進行。案例研析資訊彙整如下：

(1) 儀器

本案例所使用的儀器如下：

掃描與量測相關偵檢器組合
--beta-- Ludlum Floor Monitor Model 239-1 combined with Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 coupled to Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-37, Physical Area: 550 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-68, Physical Area: 126 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
--gamma-- Eberline Pulse Ratemeter Model PRM-6 (Eberline, Santa Fe, NM) Coupled to Victoreen NaI Scintillation Detector Model 489-55, Crystal 3.2 cm x 3.8 cm (Victoreen, Cleveland, OH)
直接量測相關偵檢器組合

--beta-- Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-68, Physical Area: 126 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
實驗室分析儀器 Low-Background Gas Proportional Counter (氣體比例 計數器) Model LB-5100-W (Tennelec/Canberra, Meriden, CT)
Tri-Card Liquid Scintillation Analyzer Model 3100 (Packard Instrument Co., Meriden, CT)

(2) 品保程序項目

- 每日進行儀器背景和檢查源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計波動範圍之內。
- 參與混合分析物性能評估計畫 (Mixed-Analyte Performance Evaluation Program)和比對測試計畫 (Intercomparison Testing Program)實驗室品質保證計劃。
- 對所有執行程序的人員進行訓練與認證。
- 定期進行內部與外部稽核。

(3) 取樣方式

針對建築物的量測，ORISE 主要進行表面掃描(surface scans)與表面活度量測(surface activity measurements)。

表面掃描係將偵檢器緩慢掃過物件表面，物件和偵檢

器的盡量保持最接近的距離，通常約 1cm 左右。對於 γ 輻射，使用 NaI 閃爍偵檢器，對於樓層、牆面或內縮區域使用手持式的小面積偵檢器，升高輻射的區域可藉由偵檢器發出較多聲量訊號得知。由於 NaI 閃爍偵檢器只是用來找出可能升高輻射的區域，其掃描 MDC 並未被估算。

對於 β 表面活度使用比例計數器，其掃描 MDC 可由 NUREG-1507 所提供的方法估算，使用的參數為：混凝土的平均背景值 325 cpm、金屬(或其他)的平均背景值 180 cpm、 $d' = 2.32$ (NUREG-1507 table 6.1, 95% true positive rate, 25% false positive rate)、偵檢效率 0.5。就此參數估算，偵檢器對混凝土的掃描 MDC 約為 4000 dpm/ cm²，對於金屬則約為 3000 dpm/ cm²，均比外飾標準的 5,000 dpm / cm² 要來得低，可以確實符合偵檢儀器的要求。

可移除的總 α 和總 β 活度等級由編號的濾紙(直徑 47 mm)進行擦拭採樣，使用中等壓力擦拭大約 100 cm² 物件表面進行擦拭取樣，然後放入有標籤的信封中，記錄位置和其他有關資訊。

對於 H-3 的取樣，使用去離子水沾濕第二片擦拭片，擦拭相鄰的 100 cm² 區域，然後將擦拭片密封在標誌的液體閃爍瓶中，記錄位置和其他有關資訊。

(4) 分析方法

總 α/β ：總 α/β 活度係將擦拭片放入低背景的氣體比例計數器系統中進行 2 分鐘的計數，對於 α 和 β 的 MDC 分別為 8 dpm/100 cm² 以及 15 dpm/ 100 cm²。

液體閃爍分析：使用液體閃爍分析儀計數擦拭片中的低能量 β 活度，以決定 H-3 的活度，此程序的一般 MDC 為 22 dpm/ 100cm²。

(5) 驗證標準及適用性評估

YNPS 主要的污染核種為 β - γ 射源，來自反應器運轉產生的分裂與活化產物，輻射特性調查顯示主要分布於表面的核種為 Co-60 與 Cs-137，外釋標準係採用 NRC Circular 81-07 (NRC 1981)的活度標準：

總活度 (Total Activity)

5,000 β - γ dpm/100 cm², 100 cm² 內最大值

可移除活度 (Removable Activity)

1,000 β - γ dpm/ 100 cm²

本案例中的量測結果顯示所有量測點都沒有超過此標準。對於 5,000 dpm/ cm² 這樣的表面活度限值來說，僅會造成每年 5 mrem (0.05 mSv)的些微潛在劑量，此限值一般被利用於物件是否能被回收(recycle)，通常是被受影響物件中最無污染者，若輻射特性調查及後續的驗證均顯示其無超過此限值，表示此物件確實屬於非常乾淨的等級，若有可觀數量的驗證量測無法滿足此外釋標準，表示 FSS 的量測結果是有錯誤的，需要重新進行量測，而本案例對象目標之確認調查結果全部都沒有超過限值，加以本次確認調查在 ORISE 完善的品保要求下，經過嚴謹的取樣、分析以及資料驗證過程的執行，足以可確保驗證結論的正確性。

本案例針對 YNPS 汽機廠房及部分建築物進行獨立確

認調查，在汽機廠房選取 152 處、服務大樓 23 處、其餘部分 20 處進行偵檢，掃描覆蓋範圍超過受驗區域的 25% 以上，由於受驗區域非屬高度受影響區，故其掃描覆蓋率為 ORISE 確認調查建議的 25%，針對 β 和 γ 掃描的儀器與設備均為標準偵檢系統，足以滿足偵檢要求，除了對於關切核種(Cs-137 及 Co-60)的量測外，也以濕擦拭樣品分析的方式對 H-3 進行檢測(每樓層取 10 個樣品)，對於取樣、掃描覆蓋率、掃描量測、樣品分析等作法都符合 ORISE 標準程序，對本案例中對象目標的適用性佳。

表3-5、ORISE針對YNPS所執行之獨立確認調查案例分析

委託 ORISE 調查區域	Turbine Building and Portions of the Service Building Outside the RCA	Reactor Support Structure(RSS)	Primary Auxiliary Building (PAB) Remaining Walls	Reactors Support Structure (RSS) Concrete Base and Inside Open Land (NOL)	Turbine Building(TB) Slab Area	Remaining Spent Fuel Pool and Northeastern Upper RCA Yard Excavations and Concrete Structures with the Excavations	Selected Inside and Outside Open Land(OOL) Area Survey Units	Industrial Area at Selected Outside Open Land (OOL) Area Survey Units
調查日期	Sep. 24-25, 2003	Sep. 15, 2004	Sep. 14, 2005	Aug. 9-10; Sep. 13-14, 2005	Nov. 7-8, 2005	Dec. 6-7, 2005	June 21-22, 2006	Oct. 26, 2006
調查類型 (in-process or confirmatory survey)	Confirmatory survey	in-process	in-process	in-process	in-process	in-process	in-process	in-process
掃描偵檢方案 (scanning measurement)	·Total β activity scanned by gas proportional detector · γ radiation scanned by NaI detector	·Total β surface activity measurement, β surface scanned by gas proportional detector	· β surface scanned by gas proportional detector with audible indicators	·surface scanned by gas proportional detector with audible indicators · γ surface scanned by NaI detector	·surface scanned by gas proportional detector with audible indicators · γ surface scanned by NaI detector	·surface scanned by GM detector with audible indicators · γ surface scanned by NaI detector	· γ surface scanned by NaI detector with audible indicators	· γ surface scanned by NaI detector with audible indicators
掃描覆蓋率	~ 25 %	N.A.	~ 25 %	> 25 %(RSS)	>70% (TB Structure Concrete Surfaces)	>60%	·>80% at NOL-04-01、NOL-05-01、OOL-09-01、OOL-09-02 SU ·>50% at NOL-07-02、NOL-07-03 SU	Industrial Area: 50% OOL Area: 100% @ OOL-03-02, 05-05, 05-06, 05-09, 05-10 ~40% @OOL-08-07 (accessible portions)
直接量測方案 (direct measurement)	Total β activity scanned by gas proportional	Ludlum model radiation scanned by gas proportional detector	Total net β activity	·Total net β activity ·Soil sampling (5 locations within 6 RSS survey units)	·Total net β activity ·Soil sampling (5 locations within the exposed soil excavations)	·Total net β activity ·Soil sampling (9 locations within the exposed soil excavations)	·Soil sampling ·Soil sampling	·Soil sampling ·One rock provided by YAEC

直接量測位置 或取樣數量	TB: 152 locations SB: 23 locations Others: 20 locations	18 randomly selected locations	10 locations on the evaluated surfaces	>90% (γ scanned, NOL)	·30 random locations with TB SUs ·>90% (γ scanned, accessible portions)	·3 locations in NOL-05-02, 6 locations in NOL-01-04 ·>80% (γ scanned, accessible portions)	·5 locations in each SU ·1 location in each SU	·1 location OOL-05-06
取樣或擦拭測 試 (smear test)	Gross α and β by low-background gas proportional detecto, H-3 by liquid- scintillation analyzer	Gross α and β by low-background gas proportional counter	Gross α and β by low-background gas proportional counter	NA	NA	NA	NA	NA
偵測核種	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137, others	Co-60 & Cs-137, others	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs- 137, others	Co-60 & Cs-137
接受基準 (DCGL, DCGLEMC, or other guidelines?)	·Max. total activity: 5,000 dpm/100 cm ² ·Removable activity: 1,000 dpm/100 cm ²	·Max. total activity: 5,000 dpm/100 cm ² ·Removable activity: 1,000 dpm/100 cm ²	within DCGLs	·Co-60 DCGL 4.0 pCi/g ·Cs-137 DCGL 8.6 pCi/g	Scan: ·Co-60 DCGL 6,300 dpm/100 cm ² ·Cs-137 DCGL 22,000 dpm/100 cm ² ·Gross β DCGL 9,800 dpm/100 cm ² Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.3 pCi/g ·Cs-137 DCGL 2.8 pCi/g	Scan: ·Co-60 DCGL 6,300 dpm/100 cm ² ·Cs-137 DCGL 22,000 dpm/100 cm ² ·Gross β DCGL 9,800 dpm/100 cm ² Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.4 pCi/g ·Cs-137 DCGL 3.0 pCi/g	Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.4 pCi/g ·Cs-137 DCGL 3.0 pCi/g	Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.4 pCi/g Cs-137 DCGL 3.0 pCi/g
調查結論 (可釋放或不可 釋放廠址?)	Yes	No (6 個位置超過 限值)	All well within DCGLs	No	No (because one soil sample in excess of the soil DCGL)	No (because four soil samples within the Northeastern Upper Yard Excavation in excess of the soil DCGL)	No (because one soil samples within NOL-05- 01 in excess of the soil DCGL)	Yes

(三) 洪堡灣核電廠物質與設備獨立驗證案例

ORISE 人員在 2010 年 11 月 15 日至 19 日訪視 HBPP，執行了目視檢測並進行獨立測量與取樣，輻射確認調查則是依照 ORISE 偵檢程序書(the ORISE Survey Procedure Manual, ORISE 2008 and 2010) 及 ORAU 品保手冊(Oak Ridge Associated Universities (ORAU) Quality Program Manual, ORAU 2009)。本次調查 ORISE 選了 9 個偵檢單元進行確認調查，同時美國 NRC 也要求 ORISE 對 3 號機的混凝土反應器屏蔽塞(concrete reactor shield plug)進行輻射確認調查，主要的量測方法還是以表面掃描與表面活度量測為主。案例研析資訊彙整如下：

(1) 儀器

本案例所使用的儀器如下：

掃描與量測相關偵檢器組合
--beta-- Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) coupled to Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-68, Physical Area: 126 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) Calibration Due Date: 04/06/2011
Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) coupled to Ludlum Plastic Scintillation Detector Model 44-142, Physical Area: 100 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) Calibration Due Date: 02/27/2011
--alpha--

Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) coupled to Ludlum Alpha Scintillation Detector Model 43-92, Physical Area: 100 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) Calibration Due Date: 04/20/2011
--

(2) 品保程序項目

所有儀器校正的標準均基於美國國家標準與技術研究院(National Institute of Standards and Technology, NIST)，場域偵檢活動的程序符合 ORAU 和 ORISE 的相關文件，包括：

- ORISE 偵檢程序手冊 (Survey Procedures Manual, ORISE 2008)
- ORAU 品質計畫手冊 (Quality Program Manual, ORAU 2009)

以上手冊中的程序符合 10 Code of Federal Regulations (CFR) 830 Subpart A, Quality Assurance Requirements, Department of Energy Order 414.1C Quality Assurance, and the U.S. Nuclear Regulatory Commission Quality Assurance Manual for the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards 並且包含在執行過程中的量測評估程序。

此外，品保程序應包含：

- 每日進行儀器背景和檢查源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計波動範圍之內。
- 對所有執执行程序的人員進行訓練與認證。

(3) 取樣方式

● 背景量測

關於背景值的量測，ORISE 採取了不同的做法，因為大部分物質與設備的量測是在金屬表面，ORISE 在未受三號機污染排放處選取了 5 個位置金屬表面進行屏蔽(γ -only)與未屏蔽($\beta+\gamma$)的直接量測，由未屏蔽值減去屏蔽值而取得 β -only 的測量值，金屬表面 β -only 的平均計數率為 13 cpm。接著 ORISE 在物質與設備表面進行同樣的量測方法，取得物質與設備表面 β -only 計數率，再將物質與設備表面 β -only 計數率減去金屬表面 β -only 平均計數率，作為物質與設備的 β -only 表面活度，將此值除以總效率並考慮幾何因素，可得表面活度(dpm/100 cm²)，之後便可將最後的值與 HBPP 物質與設備行動基準進行比較。

● 表面掃描

ORISE 對選定的幾個物質與設備偵檢單元進行中等密度(Medium density, 50%掃描覆蓋率)的 β 輻射表面掃描，重點關注在運轉過程中污染物可能集中的位置，以及根據現場觀察結果進行其他判斷性選擇的位置，每個偵檢單元選取 10 個位置量測其計數率(cpm)。

● 表面活度量測

在每個偵檢單元內每個 1 m² 掃描區域內量得最高 β 掃描計數率的位置進行一分鐘靜態 β 計數測量。表面活度量測位置被標註在每個特定偵檢單元的記錄表中的內嵌照片上。

(4) 分析方法

本案例物質與設備的確認調查主要藉由表面掃描和表面活度量測來確認對象物件是否符合行動基準，並不牽涉複雜的分析方法，主要問題是環境背景值的選取，本案例為 HBPP 1 號機和 2 號機的部份組件，可能受到鄰近 3 號機的輻射污染影響，考量環境背景的影響，ORISE 制定了一個特殊的背景量測方法(參見前頁)，將 HBPP 3 號機污染物可能造成對背景基線(baseline)的影響移除，得到校正回歸後的表面活度，再以此值與行動基準進行比較，是為一個客觀且簡易的作法。

(5) 驗證標準及適用性評估

本案例的主要對象是 HBPP 1 號機和 2 號機的部份組件，起初並未包含在輻射特性調查當中，為保守之故，引用鄰近 3 號機的特調結果，將 Cs-137 做為關鍵污染核種的主要來源，也將這些物件列為受影響物質與設備，採用的行動基準為：(回收) Cs-137 表面活度 5,000 dpm/100 cm² 及可移除 1,000 dpm/100 cm²；(掩埋) Cs-137 比活度 15 pCi/g 及表面活度 16,600 dpm/100 cm²。物質與設備的移置偵檢標準往往都是法規標準或接收/處理站的接受標準，都是固定值，不像土壤與建築物那樣以 DCGL 為比較標準，可能會依除污、整治或環境變動而有所更動，而且物質與設備的偵檢往往也都只是進行表面掃描和表面活度量測，除非發現特殊狀況才可能會用到取樣及實驗室分析，執行起來相對容易，本案例在適用於回收的物件方面，都符合之前量

測的回收標準，故 ORISE 給予正面的驗證結論，而在此案例中額外進行的反應器屏蔽塞也確實量到了較高的輻射等級，需進行進一步的量測及掩埋處理。

在本案例中，ORISE 對於可能有污染集中的區域及現場判斷的部分位置採用中密度 beta(>50% 覆蓋率)的 β 表面掃描，針對每一個偵檢單元也選 10 個 1 m² 的區域進行掃描，從其中最高計數率者再進行直接量測，以確認偵檢結果，驗證調查記錄表中所展示的現場照片顯示各取樣點的位置，分布於偵檢單元的不同位置，其密集度和代表性足以滿足驗證要求，再加上 ORISE 完備的品管要求和嚴謹的量測程序，配合定期校正的儀器設備，其驗證結論具有高度可信度。

由於本案例的回收行動基準是最為嚴格的表面活度等級，若獨立確認調查的結果也全數通過此行動基準，則此物質與設備不當外釋的機率應微乎其微，總結來說，本案的驗證標準對於對象目標的物質與設備的適用性佳。

3. 論著產出

本工作項目完成「核除役期間常用輻防管制偵測設備(表面污染)特性評估」一篇技術報告、「核設施除役第三方驗證執行策略先期研究」一篇期末報告及「淺談核電廠除役最終狀態偵檢之獨立確認調查」專業刊物一篇(投稿於輻射防護簡訊)。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

1. 除役廠址環境輻射偵測結果評估方法研究

核設施除役過程中，需藉由輻射偵檢評估偵檢單元 (survey unit) 之殘餘放射性水平是否符合除役廠址釋出再利用之預定標準，但由於輻射偵檢結果具不確定度存在，因此必須採取相關行動處理輻射偵檢結果中所含的不確定度，以做出正確之決策。依據美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 與美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual, MARSAME)，使用數據品質目標 (Data Quality Objective, DQO) 程序來規劃輻射偵檢計畫，可提升輻射偵檢之有效性 (effectiveness) 及效率 (efficiency)，使最終得以做出正確及有效的決策。然而，在執行偵檢計畫後，須利用數據進行決策，進行核設施除役決策過程中，通常需審視輻射偵檢結果，並利用偵檢結果之數據進行評估及統計分析。其中 MARSSIM 與 MARSAME 手冊使用數據品質評估 (Data Quality Assessment, DQA) 程序來進行核設施除役輻射偵檢數據之驗證及評估。DQA 為一迭代之程序，分為 5 個步驟，依序為：

(1) 審查數據品質目標與偵檢設計 (review the DQO and survey design)：此步驟首要目標為審查 DQO 並確認其適用性，若未制定 DQO，則需在審查數據前詳細說明 DQO。本

步驟除審查 DQO 外，需審查數據生命週期於規劃階段之關鍵產出，如：取樣設計或其他相關文件；

(2) 執行初步數據審查 (conduct a preliminary data review)：審查所有相關之 QA 報告，報告中可能描述實際執行數據收集之程序，並包含潛在數據問題或數據異常等具價值之訊息。此外，本步驟須審視基本之統計量，如平均值、標準差與中位數等，例如：資料的平均值可以和參考地區的平均值以及外釋標準(DCGL_w)做比較，以得到偵檢單元狀態的一個初步暗示，若資料的平均值超過 DCGL_w，且所關注的放射性核種沒有出現在背景中，則偵檢單元不符合外釋標準；反之，偵檢單元中的每一個量測值都低於 DCGL_w，則偵檢單元可符合外釋標準。在此步驟中，可使用圖形化表示以進行審查，使用圖形化表示可顯示數據間之關係及趨勢，並發現可能之潛在問題。如直方圖(頻次圖)(histogram)，如圖 3-18 所示，在偵檢單元或參考地區的資料分布中，頻次圖將顯現對稱的任何明顯分離，例如偏斜或雙峰偵檢單元頻次圖中兩個峰值的存在，可表示有分離的殘留放射性地區存在；位置圖(posting plot)為將數據資料填在量測位置的一個偵檢單元地圖，如圖 3-19 所示，它潛在地透露數據的差異性，尤其是可能具有非均勻性分佈的較高殘留放射性，圖 3-19(a)顯示資料中並沒有不尋常的情形；圖 3-19(b)顯示偵檢單元從左至右移動，有趨向於較小值的明顯傾向，這個傾向在資料的初始列表中是較不明顯的。

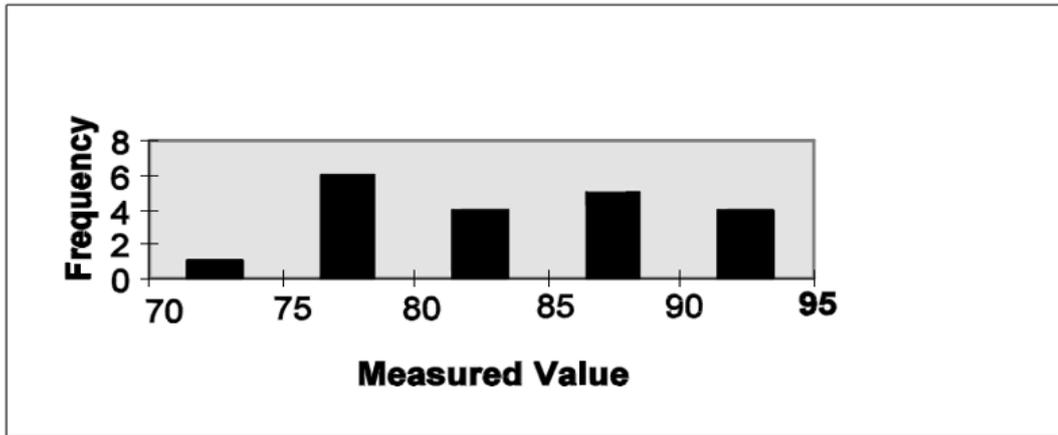


圖 3-18、直方圖(histogram)範例

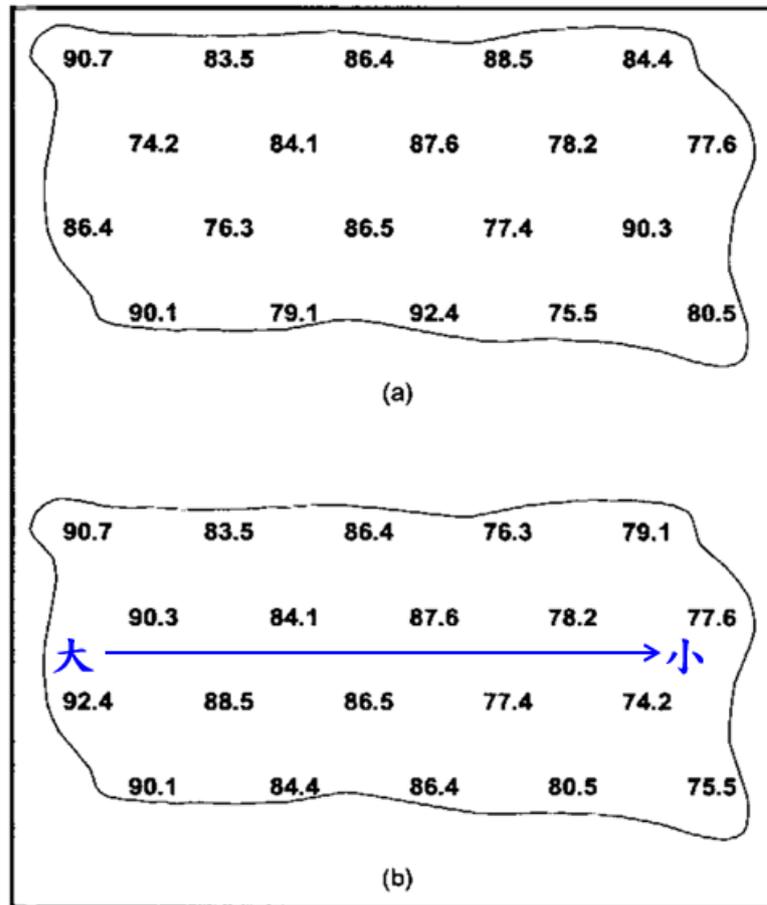


圖 3-19、位置圖(posting plot)位置圖範例

(3)選擇統計方法(select the statistical test)：此步驟根據對 DQO 的審查、取樣設計和初步數據審查，選擇最合適的統計方法來分析數據，並確定關鍵基本假設以確保統計方

法有效，以利後續利用統計結果進行結論。由於非參數檢定法(例如 Sign 檢定和 WRS 檢定)可適用於大部分的情況，且比參數檢定法(例如 t 檢定)涉及較少關於資料的假設，故 MARSSIM 與 MARSAME 手冊建議採用，其中，Sign 檢定適用時機為當污染物質不存在於背景，或污染物質有存在於背景、但遠小於 DCGL_w 值，且是針對特定關鍵核種的量測，其特點為不需要任何的參考地區，因此可以簡化最終狀態的偵測；WRS 檢定適用時機為當污染物質存在於背景中，其特點為因已考慮污染物質存在於背景中，故可避免背景的干擾；

(4)驗證統計方法之假設(verify the assumptions of the statistical test)：此步驟中，分析人員應確認於 DQA 步驟 3 中選擇之統計方法及其假設之有效性。可確認數據是否支持統計方法之基本假設，或確認在執行統計分析前是否已對數據進行修正。若數據可支持統計檢驗之所有假設，則 DQA 將進入下一步驟，利用數據進行結論(DQA 步驟 5)。若在過程中對一個或多個假設產生疑問，則須對先前步驟進行重新評估，此迭代過程可確保結果之有效性和實用性，為 DQA 之重要精神；

(5)結論(draw conclusions from the data)：此步驟為 DQA 之最後步驟，分析人員進行統計假說之檢驗，並依據檢驗結果(拒絕或接受假說)配合目標進行結論。

綜上所述，使用 DQA 程序進行輻射偵檢數據評估時，可確保獲得之數據型態正確且具有質與量，以及選擇合適

之統計分析方法及執行，以符合目標用途，並做出正確結論。

2. 「核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練」及「核設施除役輻射檢測驗證技術訓練」

本所於 110 年 7 月 27 日至 8 月 12 日以線上課程方式進行「核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練」，訓練排程如表 3-6，訓練內容包含核設施除役廠址調查與輻射偵檢與導則說明、豁免與解除管制活度濃度推導與應用、核設施除役輻射偵檢佈點規劃與結果統計分析技術、核設施除役廢棄物外釋作業程序介紹與核設施除役常用輻射偵檢儀器簡介與 MDC 計算等，如圖 3-20 所示，訓練時數總計 30 小時。

另本所於 110 年 9 月 6 日至 9 月 10 日以線上課程配合實體訓練，進行「核設施除役輻射檢測驗證技術訓練」，訓練排程如表 3-7，課程內容包含環境試樣分析儀器簡介、表面污染偵檢器偵檢原理與方法、輻射偵檢儀器校正原理與方法與環境試樣分析實務等，如圖 3-21 所示，訓練時數總計 30 小時。

3. 論著產出

本工作項目完成「除役廠址環境輻射偵測結果評估方法研究」一篇研究報告。

表 3-6、核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練排程

110 年核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練規劃

日期	時間	課程內容	時數	講員
7/27 (二)	11:00-12:00	清大輻生館拆除經驗介紹	1	劉鴻鳴
7/27 (二)	14:00-16:00	廠址歷史評估與國外經驗	2	劉鴻鳴
7/29 (四)	10:00-12:00	核設施除役廠址調查與輻射偵檢與導則說明(含潜在不受影響之大型物質設備釋出再利用案例說明)	2	黃珮吉
7/29 (四)	14:00-16:00	豁免與解除管制活度濃度推導與應用	2	林士軒
7/30 (五)	10:00-12:00	核設施除役輻射偵檢佈點規劃與結果統計分析技術(含操作示範)	2	詹仲逸
7/30 (五)	14:00-16:00	核設施除役廢棄物外釋作業程序介紹	2	武及蘭
8/3 (二)	10:00-12:00	核設施除役常用輻射偵檢儀器簡介與 MDC 計算	2	袁明程
8/3 (二)	14:00-16:00	核能電廠除役難測核種分析技術開發	2	張豐智
8/5 (四)	09:00-12:00	輻射劑量儀量與能力試驗	3	許世明
8/5 (四)	14:00-16:00	核設施除役工作人員劑量評估模式與策略	2	許世明
8/6 (五)	10:00-12:00	除役作業放射性氣、液體排放及人員劑量評估	2	許嘉恬
8/10 (二)	10:00-12:00	反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析	2	陳書新
8/10 (二)	14:00-16:00	用過核子燃料室內乾式貯存設施廠界輻射劑量影響評估	2	王正寧
8/12 (四)	10:00-12:00	除役核設施物質與設備偵檢程序與實例	2	蔣安忠
8/12 (四)	14:00-16:00	除役核電廠獨立確認調查之程序及案例研析	2	趙得勝
總計			30	



圖 3-20、線上課程示意圖(核設施除役廠址調查與輻射偵檢與導則說明)

表 3-7、核設施除役輻射檢測驗證技術訓練排程

110 年度核設施除役輻射檢測驗證技術訓練

日期	時間	課程內容	時數	講員
9/6 (一)	09:00-11:00	低放射性廢棄物貯存庫環境輻射劑量評估原理與方法(線上課程)	2	陳韋新
	11:00-16:00	直接輻射劑量評估程式 QAD-CGGP-A 實務(上機)訓練(線上課程) 向天輻射劑量評估程式 SKYDOSE 實務(上機)訓練(線上課程)	4	陳韋新
9/7 (二)	09:00-10:00	核研所環測取樣規劃簡介(線上課程)	1	林憶薰
	10:00-11:00	環境試樣分析儀器簡介(含校正)(線上課程)	1	李碧芬
	13:00-15:00	表面污染偵檢器偵檢原理與方法(線上課程)	2	朱菁翰
	15:00-17:00	輻射偵檢儀器校正原理與方法(線上課程)	2	鄒騰泓
9/8 (三)	09:00-11:00	環境試樣分析實務(一) (土樣、擦試樣、空浮滾)	2	林建功/ 郭又勤
	11:00-16:00	輻射偵檢儀器校正實務	4	吳喬安/ 陳達光
9/9 (四)	09:00-11:00	環境試樣分析實務(二) (水樣)	2	林建功/ 李碧芬/ 郭又勤
	11:00-16:00	表面污染偵檢器偵檢實務	4	洪麗媾
9/10 (五)	09:00-11:00	核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術(線上課程)	2	詹仲遠
	11:00-16:00	核電廠除役輻射偵檢取樣佈點規劃技術實務(VSP)(線上課程)	4	黃煥景
總計			30	



圖 3-21、現場實務訓練示意圖(表面污染偵檢器偵檢實務)

肆、結論與建議

本計畫之執行內容，係考量目前因科技之進步、民眾生活品質之提高，游離輻射於民生應用之發展較過去更為快速增長。主管機關本於管制之立場，亟需針對未來游離輻射於民生應用之發展潮流，及參考國際趨勢，預先進行研究、調查，以為日後建立合宜之管制規範、審查及評估之技術，建立基礎。相關結論與建議依各子項工作具體說明如下：

一、輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究

因應輻射場域實地環境偵測應用需求，於載具建構地圖中設定多組偵測位置，導入「目標優先模式」進行路徑規劃，控制輻射偵檢智慧載具自行前往指定地點紀錄環境資料，並具偵測資訊即時通訊傳輸至中控端功能，並完成核研所低放射性廢棄物貯存庫場域實地偵測演練作業，設定 20 個輻射量測位置後，載具自行規劃路徑，進行輻射定點偵測任務，全程約耗時 45 分鐘。環境偵測資訊可即時傳輸至中控台顯示，並將偵測資訊(含地圖座標與環境偵測數值)即時匯出，成功蒐集繪製輻射場域地圖所需資訊，後續可配合主管機關執行核電廠除役視察需求，進行高輻射區除役標的偵測演練，以減少人員接受輻射曝露劑量。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

1. 除役期間常用輻防管制偵測設備(表面污染)特性研究

本研究以兩種手持式污染偵檢器，評估其於量測不同核種、距離及掃描速度下之儀器性能，並與 ANSI/HPS N13.12-2013 建議之表面污染解除管制基準進行比較。研究發現，塑膠閃爍體偵

檢器(detector II)在本研究設定量測條件下，Sr-90 及 Cs-137 核種之掃描及靜態偵檢 MDC 均可符合 ANSI/HPS N13.12 所列標準之 50%；惟蓋革偵檢器(detector I)對 Cs-137 核種之動態掃描與靜態偵檢之 MDC，均無法達到 ANSI/HPS N13.12 所列標準之 50%(5 Bq/100 cm²)，因此兩款偵檢器較適用於量測核設施除役大型廢棄物中，偵測效率較高核種(如：Sr-90)之表面掃描與靜態偵檢，以用於判別除役廢棄物表面殘餘輻射是否符合相關標準；然對於偵測效率較低核種(如：Cs-137)，雖然在特定實驗條件下(降低掃描速度及量測距離)，塑膠閃爍體偵檢器(detector II)之表面掃描與靜態偵檢 MDC 可符合 ANSI/HPS N13.12 所列標準之 50%，惟實務上難以操作，因此可透過評估廢棄物密度進行質量-面積比(mass-to-surface ratio)調整，或應搭配其他量測技術檢測結果，以驗證廢棄物表面殘餘輻射符合相關標準。

2. 輻射偵檢之第三方驗證執行策略先期研究(學研合作)

獨立確認調查是除役核電廠廠址釋出前的最後關卡，應建立妥適的調查策略及偵檢程序，本研究承接 109 年度原能會委託清華大學之研究計畫，持續進行第三方驗證的精進研究，持續蒐集並研析不同的國際案例，期能從中獲取重要資訊，作為管制機關未來執行確認調查的採參資訊。

關於土壤的獨立確認調查，本研究以錫安核電廠(ZNPS)獨立驗證案例(犧牲屏障相關的地下土壤)進行研析，本案例(ZNPS)為 2020 年所提之較新驗證報告，其相關內容或章節編排都有更新，驗證報告是依照標準的資料品質目標來進行撰寫，同時由於土壤內含多種關鍵核種，除了 Co-60、Cs-134、Cs-137 等核種外，如

Ni-63、Sr-90、H-3 等需要使用特殊化學方法將之分離出來，才能求得其活度含量，此案例針對這些核種的分析方式進行歸納說明，可做為難測核種分析的參考借鏡。對於複合核種的 DCGL 解除管制規範，本案例也有實例展示，應用值一法則的判斷方法來決定受影響的土壤的解除管制，驗證結果顯示仍有部分土壤樣品含有離散顆粒，在移除後輻射程度回復正常值，二次驗證仍發現離散顆粒的存在，顯示此場域的土壤仍有殘餘的放射性，因此 ORISE 建議 NRC 對此進行評估並進行後續處置，顯示驗證標準確實有達到其作為最後一道關卡的功能性。本案例先對受驗場域表面進行地毯式 γ 掃描，再依掃描結果從中選取代表性土壤樣本送實驗室分析，其取樣原則十分合乎科學邏輯。

關於建築物的獨立確認調查，本研究是以洋基核電廠(YNPS)的汽機廠房和部分建築物為目標執行的第三方驗證，本案例對於 YNPS 的歷史背景與除役歷程做了詳盡說明，在 NRC 資料庫的 8 份 YNPS 第三方驗證報告中，只有 1 份(本案例)是針對汽機廠房和部分建築物所執行的確認調查，其他的都是因為 YNPS 的 FSS 中並未呈現相關資訊而於後續進行的補充調查，係以 in-process 視察方式執行。本案例確認調查的主要偵檢方式是表面掃描、表面活度量測、以及針對 H-3 的擦拭取樣。由於建築物結構通常複雜且範圍遼闊，需依照使用歷史與現場情形判斷可能有問題的位置進行確認調查，本案例提供受確認調查場所的平面圖，並於其上清楚標示執行偵檢的位置，其分布情形可供未來我國執行類似驗證作業之參考。

關於物質與設備的獨立確認調查，本研究仍以洪堡灣電廠

(HBPP)物質與設備確認調查案例為研析對象，此案例亦為目前 NRC 資料庫中唯一以 MARSAME 方式執行的獨立確認調查。使用 MARSAME 方式進行輻射特性調查時往往苦於環境背景值的定義，ORISE 在這個案例中設計一個特別的量測方法決定環境背景值，可以將來自 3 號機的污染物影響排除，未來我國核電廠鄰近高污染建築物的低影響物件應可按照類似方式決定環境背景值。對於驗證量測點的決定，本案例也提供一種相對有效率的方案，從偵檢單元中取若干(10)個點進行表面掃描，再從其中最高計數處進行表面活度量測，進一步確認問題點的存在，驗證過程並未找到高於行動基準之處，故其結論為符合預定之移置方式，由於 ORISE 有完備的品管及符合規範的偵檢程序，只要取樣點合乎邏輯與現場判斷，作為物質與設備移置前的最後把關者，專業性應可受公評。

第三方驗證包含過程中視察與現場確認調查兩種方式，依照眾多案例來看，核電廠除役的停機過渡階段即可開始逐步進行第三方驗證，除役業主在擬定各階段的輻射偵測計畫時，即應提供對應的驗證機制與執行方法建議，由於第三方單位執行驗證過程中尚需要主管機關的參與，需掌握第三方驗證排程與除役階段的時程關聯性，在偵檢資源有限的條件下，必須盡早規劃有效率的過程中視察與確認調查，作為除役場址清潔外釋與物件移置的最後把關。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

1. 除役廠址環境輻射偵測結果評估方法研究

本研究研析應用於核電廠除役輻射偵測之數據品質目標(DQO)與數據品質評估(DQA)，並針對 DQA 之步驟進行深入研究。研究結果顯示利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策；利用 DQA 程序進行輻射偵檢數據評估，可確保獲得之數據型態正確且具有質與量，以及選擇合適之統計分析方法及執行，以符合目標用途，並做出正確結論。MARSSIM 與 MARSAME 手冊建議採用非參數檢定法(例如 Sign 檢定和 WRS 檢定)進行分析，其相較於參數檢定法使用較少關於資料的假設，其中，WRS test 之特點為已考慮污染物質存在於背景中，故可避免背景的干擾；Sign test 之特點為不需要任何的參考地區或物質，因此可以簡化最終狀態的偵測，因此應依據廠址狀況或待測標的選擇適用之統計方法。上述結果可供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考。

2. 「核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練」及「核設施除役輻射檢測驗證技術訓練」

本年度舉辦「核設施除役輻射偵檢與廠址調查專業技術訓練」及「核設施除役輻射檢測驗證技術訓練」2 場技術訓練，合計 60 小時，藉由線上課程配合現場實務訓練，培訓除役稽核人員。

伍、參考文獻

- [1]. 核子反應器設施管制法施行細則，中華民國中華民國 107 年 11 月 16 日行政院原子能委員會會核字第 10700136782 號令修正發布。
- [2]. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法，中華民國 93 年 12 月 29 日行政院原子能委員會會物字第 0930047668 號令訂定發布。
- [3]. IAEA, RS-G-1.7, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 2004.
- [4]. ISO, ISO 8769, Reference sources — Calibration of surface contamination monitors — Alpha-, beta- and photon emitters, 2016.
- [5]. American National Standards Institute, ANSI/HPS N13.12-2013, Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance, 2013.
- [6]. ISO, ISO 7503-1, Evaluation of surface contamination - Part 1 : Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0.15 MeV) and alpha-emitters, 1988.
- [7]. ISO, ISO 2919, Radiological protection — Sealed radioactive sources — General requirements and classification, 2012.
- [8]. Knoll GF, Radiation Detection and Measurement, 4th ed., 2010.
- [9]. U.S. NRC, NUREG-1507, Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions, 1997.
- [10]. Strom DJ, Stansbury PS, Minimum detectable activity when background is counted longer than the sample, 1992.
- [11]. United States Environmental Protection Agency, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), 402-R-97-016, Rev.1, 2000.
- [12]. NRC, Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757, Vol. 2, Revision 1.
- [13]. DOE, Guide of Good Practices for Occupational Radiological Protection in Uranium Facilities, DOE-STD-1136-2000.
- [14]. Eric W. Abelquist, Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users, CRC Press, 2013.
- [15]. NRC Inspection Manual, Closeout Inspection and Survey, Inspection Procedure 83890, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 05/01/03.
- [16]. NRC Inspection Manual, Inspection of Final Surveys at Permanently Shutdown Reactors, Inspection Procedure 83801, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 01/28/02.
- [17]. NRC Inspection Manual, Decommissioning Power Reactor Inspection Program,

- Inspection Manual Procedure 2561, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 03/06/18.
- [18].NRC Inspection Manual, Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees, Inspection Procedure 87104, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 07/29/02.
- [19].NRC Inspection Manual, Quality Assurance Program for Radiological Confirmatory Measurements, Manual Chapter 1230.
- [20].E.N. Bailey, Independent Verification Review and Survey of the Argonne National Laboratory Building 301 Footprint Argonne, Illinois, ORISE, 5061-SR-01-0, 2010.
- [21].E.N. Bailey, Independent Confirmatory Survey Summary and Results for the Plum Brook Reactor Facility Sandusky, Ohio, ORISE, 1760-SR-01, 2008.
- [22].P.C. Weaver, Verification Survey of Final Grids at the David Witherspoon, INC. 1630 Site Knoxville, Tennessee, ORISE, 0465-SR-04-0, 2009.
- [23].E.N. Bailey, Independent Confirmatory Survey Summary and Results for the Plum Brook Reactor Facility Sandusky, OHIO, ORISE, 1760-SR-01-Final, 2008.
- [24].ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Rancho Seco Nuclear Generating Station, HERALD, CALIFORNIA; DCN 1695-TR-01; DCN 1695-SR-01; DCN 1695-SR-02; DCN 1695-SR-03; DCN 1695-SR-04; DCN 1695-SR-05; DCN 1695-SR-06 (Docket NO. 50-312, RFTA No. 06-003).
- [25].ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Yankee Nuclear Power Station, ROWE, MASSACHUSETTS, (DOCKET NO. 50-29, RFTA NO. 05-008); (DOCKET NO. 50-29, RFTA NO. 04-007); (DOCKET NO. 50-29, RFTA NO. 03-026).
- [26].ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Zion Nuclear Power Station, ZION, ILLINOIS, (RFTA NO. 18-005, DCN 5271-SR-03-0); (RFTA NO. 15-005, DCN 5271-SR-01-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-04-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-05-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-07-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-06-0).
- [27].ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Connecticut Yankee Haddam Neck Plant, HADDAM, CONNECTICUT, (DOCKET NO. 50-0213, RFTA NO. 03-008); (DOCKET NO. 50-0213; RFTA NO. 06-006).
- [28].ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Maine Yankee Atomic Power Company, WISCASSET, MAINE (DOCKET NO. 50-0309; RFTA NOS. 04-003 and 05-006).
- [29].ORISE, Confirmatory Survey Results for Portions of the Materials and Equipment from Units 1 and 2 at the Humboldt Bay Power Plant, EUREKA, CALIFORNIA (DOCKET NO. 50-00113; RFTA NO. 11-003; DCN 2029-SR-01-0).

- [30].ORISE, Confirmatory Survey Results for Portions of the Materials and Equipment from Unit 1 and 2 at the Humboldt Bay Power Plant, Eureka, California (Docket NO. 50-00133; RFTA NO. 11-003; DCN 2029-SR-01-0).
- [31].ESSAP, ORISE, Quality Assurance Manual for the Environmental Survey and Site Assessment Program.
- [32].E.N. Bailey, ORISE, Lessons Learned from Independent Verification Activities (DCN 0476-TR-02-0), 2008.
- [33].United States Environmental Protection Agency, Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process, EPA QA/G-4, 2006.
- [34].United States Environmental Protection Agency, Data Quality Assessment Statistical Methods for Practitioners, EPA QA/G-9S, 2006.
- [35].United States Nuclear Regulatory Commission, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672, 1983.
- [36].American National Standards Institute, Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process, ANSI/HPS N13.59-2008, 2014.
- [37].Walpole RE, Myers RH, Probability and statistics for engineers and scientists, New York: Macmillan Publishing Company, 3rd ed, 1985.

附件

附件一、輻射偵檢智慧載具自走應用研究

智慧自動化載具之輻射地圖技術研究

林聰得、唐大維

摘要

本計畫因應輻射場域實地環境偵測應用需求，於載具建構地圖中設定多組偵測位置，導入「目標優先模式」進行路徑規劃，控制輻射偵檢智慧載具自行前往指定地點紀錄環境資料，並具偵測資訊即時通訊傳輸至中控端功能，並完成核研所低放射性廢棄物貯存庫場域實地偵測演練作業，成功蒐集繪製輻射場域地圖所需資訊，後續可配合主管機關執行核電廠除役視察需求，進行高輻射區除役標的偵測演練，以減少人員接受輻射曝露劑量。

關鍵詞：智慧載具，輻射地圖

核能研究所 保健物理組

附件二、除役期間常用輻防管制偵測設備(表面污染)特性研究

除役期間常用輻防管制偵測設備(表面污染)特性研究

林士軒、黃珮吉

摘 要

本研究使用除役期間常用之 2 款手持式表面污染偵檢器，配合 Sr-90 及 Cs-137 校正射源，比較不同偵檢器之動態偵檢與靜態偵檢之性能表現。本研究以不同射源、量測距離、掃描速率、背景量測時間與射源量測時間等條件進行測試，比較 2 款偵檢器之儀器效率、掃描最低可測濃度與最低可測濃度，並與 ANSI/HPS N13.12-2013 建議之表面污染解除管制基準進行比較，提供主管機關未來選擇輻防管制偵測設備之參考。

關鍵字：表面污染偵檢、手持式表面污染偵檢器。

核能研究所 保健物理組

附件三、核設施除役第三方驗證執行策略先期研究

行政院原子能委員會核能研究所
委託研究計畫期末報告

核設施除役第三方驗證執行策略先期研究
Preliminary Study on the Implementation Strategy of
Third-Party Verification of Nuclear Facility
Decommissioning

計畫編號：110B019

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：蔣安忠

聯絡電話：03-5742867

E-mail address：acchiang@mx.nthu.edu.tw

核研所聯絡人員：林士軒

報告日期：中華民國 110 年 11 月

附件三、核設施除役第三方驗證執行策略先期研究(續)

中文摘要

在核設施除役過程，輻射偵檢與調查是由一系列的程序所組成：包括廠址歷史評估(history site assessment, HSA)、範圍偵檢(scoping survey, SS)、特性偵檢(characterization survey, CS)、改善措施輔助偵檢(remedial action support survey, RASS)、以及最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。雖然最終狀態偵檢是決定廠址能否外釋的關鍵，其偵檢結果必須經由獨立第三方驗證確認，對於一般社會大眾才比較具有說服力。本計畫目的即在精進核設施除役第三方驗證作業及安全審查技術，以做為管制作業及相關計畫審查之參考，目前國內對於所謂輻射偵檢與調查的第三方驗證的執行策略與時機仍處於探索階段，因此有必要進行先期研究，利用台電執行輻射特性調查的機會執行獨立調查驗證，藉此累積經驗、並逐步建立未來第三方驗證運作的模式。

本研究將對國際第三方驗證案例進行個案分析，對其驗證範圍及抽驗比例進行探討，並針對所使用儀器、採樣方式、分析方法等項目進行合理性及適用性的探討。

淺談核電廠除役最終狀態偵檢之獨立確認調查

作者 劉鴻鳴、趙得勝
國立清華大學原科中心



1. 前言

美國多即會輻射偵檢暨場址調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 是國內目前核電廠除役進行輻射調查與偵檢作業最主要的參考資料。MARSSIM 提供有關規劃、實施、評估和記錄核電廠除役之建築表面和表面土壤最終狀態之輻射調查與偵檢的技術資訊，用來證明相關調查結果是否符合以測量或基於風險的法規或標準。然而，在核電廠除役過程所進行之廠址輻射調查與偵檢的各個階段，獨立確認調查是重要的品質保證步驟，可確保最後除役廠址能符合外釋標準。獨立確認調查的目的係為管制機關可獨立地驗證除役廠址的最終條件，並確認設施經營者所執行的最終狀態偵檢的程序、結果、以及文件...等之正確性。藉由獨立確認調查的實施，除了可約束設施經營者嚴謹地執行最終狀態偵檢計畫的要求與承諾之外，也可大大提升管制機關對於公眾的信譽。

MARSSIM 所涵蓋的輻射調查與偵檢作業主要包括：廠址歷史評估 (Historical Site Assessment, HSA)、範圍偵檢 (Scoping Survey, SS)、特性偵檢 (Characterization Survey, CS)、改善措施輔助偵檢 (Remediation Action Support Survey, RASS)、以及最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS)。其中，最終狀態偵檢則是當除役核電廠完成除污、解體、拆除、整治等作業之後，設施經營者為了證實殘留於廠址中的放射性污染可以符合管制機關所訂定之廠址外釋標準，必須執行完整且嚴謹的廠址輻射偵檢及各項調查活動，包括廠址分類、調查單元劃分、現場量測數據收集、以及統計測試方法建立等，因此最終狀態偵檢實為除役核電廠各項輻射調查中最後、也是最重要且關鍵的階段。

2. 視察方案與實施時機

設施經營者在進行核電廠除役的各個階段，管制機關可以隨時介入實施必要的視察行動。在設施經營者執行輻射調查

與偵檢作業的當下，管制機關應同進行的視察活動稱之為過程中視察 (in-process inspection)；另一方面，當設施經營者完成最終狀態偵檢之後，管制機關則必須藉由獨立確認調查 (independent confirmatory survey) 的實施來確認設施經營者已確實執行最終狀態偵檢計畫，並藉此驗證最終狀態偵檢結果的可信度與正確性。有時為了確保量測結果的獨立性並避免構成利益衝突，此階段的獨立確認調查必須由管制機關自行執行，或透過由管制機關委託獨立的第三方驗證機構 (third party) 來負責執行。

當除役作業開始之後，各階段的輻射調查與偵檢作業，其相關流程、以及過程中視察與獨立確認調查實施時機如圖 1 所示。圖中空白方格係表示設施經營者應執行事項，而填滿方格則代表管制機關應實施之管制活動。根據美國核管會 (NRC) 所制訂的除役綜合指引 (NUREG-1757)，當核電廠除役計畫獲得管制機關核准之後，設施經營者即

附件五、除役廠址環境輻射偵測結果評估方法研究

除役廠址環境輻射偵測結果評估方法研究

黃珮吉

摘 要

本研究探討數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)與數據品質評估(Data Quality Assessment, DQA)程序，並針對 DQA 之步驟進行深入研究。研究結果顯示利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策；利用 DQA 程序進行輻射偵檢數據評估，可確保獲得之數據型態正確且具有質與量，以及選擇合適之統計分析方法及執行，以符合目標用途，並做出正確結論。MARSSIM 與 MARSAME 手冊建議採用非參數檢定法(例如 Sign 檢定和 WRS 檢定)進行分析，其相較於參數檢定法使用較少關於資料的假設，其中，WRS test 之特點為已考慮污染物質存在於背景中，故可避免背景的干擾；Sign test 之特點為不需要任何的參考地區或物質，可簡化最終狀態的偵測，因此應依據廠址狀況或待測標的選擇適用之統計方法。上述結果可供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢設計及結果之參考。

關鍵字：數據品質目標、數據品質評估、參數檢定法。

核能研究所 保健物理組